



CNSNS



**FORO**

*“Evaluación de Resistencia de las Centrales Nucleares de los Países Miembros del FORO”*

*INFORME FINAL  
Junio 2012*

**EVALUACIÓN DE RESISTENCIA DE LAS CENTRALES  
NUCLEARES DE LOS PAÍSES MIEMBROS DEL FORO**

**INFORME FINAL**

**Junio 2012**

“El presente trabajo fue realizado bajo el auspicio y financiación del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares, FORO”.

**FORO IBEROAMERICANO**  
**DE ORGANISMOS REGULADORES RADIOLÓGICOS Y NUCLEARES**

**EVALUACIÓN DE RESISTENCIA DE LAS CENTRALES NUCLEARES DE LOS  
PAÍSES MIEMBROS**

INFORME FINAL

INDICE

- 1.- Introducción.
- 2.- Metodología empleada para la revisión.
- 3.- Calidad general de los IN y de las Evaluaciones.
  - 3.1.- Cumplimiento con las especificaciones del FORO para la prueba de resistencia.  
(Alcance, grado de detalle)
  - 3.2.- Cumplimiento de las plantas con sus bases de diseño y de Licenciamiento.
  - 3.3.- Demostración de que los márgenes de seguridad para los eventos definidos en el alcance de la evaluación de resistencia fueron evaluados y son adecuados.
  - 3.4.- Tratamiento regulatorio de las acciones propuestas en el informe del país.
- 4.- Evaluaciones realizadas
  - 4.1.- Evaluación de las centrales nucleares del FORO relativa a Sismos, Inundaciones y otras Condiciones Meteorológicas Extremas.
  - 4.2.- Evaluación de las centrales nucleares del FORO relativa a la Pérdida de Energía Eléctrica y Pérdida del Sumidero Final de Calor.
  - 4.3.- Evaluación de las centrales nucleares del FORO relativa al manejo de Accidentes Severos.
  - 4.4.- Evaluación de las centrales nucleares del FORO relativa al manejo de las Emergencias.
- 5.- Conclusiones y Recomendaciones.
- 6.- Anexos.

## **1.- INTRODUCCIÓN**

Durante la Conferencia Interministerial sobre Seguridad Nuclear realizada en Viena, Austria entre el 20 y 24 de Junio de 2011, se realizó una reunión entre los representantes de las Autoridades Regulatorias (AR) miembros del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO) que poseen centrales nucleares, donde se propuso preliminarmente la realización de una Evaluación de Resistencia en dichas centrales.

Posteriormente, el plenario de Presidentes del FORO, en la reunión efectuada en Santiago de Chile en julio de 2011, resolvió realizar una actividad técnica para el desarrollo de dicha evaluación con la participación de especialistas de todos los países miembros del FORO, en la búsqueda continua de mejoras en el campo de la seguridad nuclear en toda la región.

La mencionada propuesta consistió en realizar una evaluación complementaria de la seguridad de las centrales nucleares existentes, considerando el accidente ocurrido en la central nuclear japonesa de Fukushima Daii-chi, con el fin de detectar eventuales debilidades frente el tipo de sucesos extremos allí ocurridos, e implementar las correspondientes mejoras.

Para tal fin, se propuso realizar una Evaluación de Resistencia (ER), similar a las Pruebas de Resistencia (*Stress Tests*) implementadas por la Asociación de Reguladores Nucleares de Europa Occidental (WENRA, Western European Nuclear Regulators Association), el Grupo Regulatorio Europeo de Seguridad Nuclear (ENSREG, European Nuclear Safety Regulatory Group) y el Consejo de Seguridad Nuclear de España (CSN)

El objetivo de dicha evaluación ha sido determinar los márgenes de seguridad de las centrales nucleares, analizando el comportamiento de las mismas y considerando su respuesta a la ocurrencia de eventos extremos que provoquen consecuencias más allá de las bases de diseño, tales como la pérdida total de la alimentación eléctrica y el sumidero final de calor, así como las capacidades para gestionar dichos accidentes. Además, el desarrollo de esta actividad en el marco del FORO tiene los siguientes objetivos:

- Consensuar el alcance y armonizar los criterios técnicos de la ER en todos los países miembros del FORO que posean centrales nucleares.
- Propender al aumento de la seguridad de las centrales nucleares para hacer frente a eventos extremos más allá de las bases de diseño.
- Revisar entre todos los miembros del FORO los resultados del informe de cada regulador sobre la ER.
  - Elevar al Comité Técnico Ejecutivo (CTE) y éste al Plenario del FORO para su aprobación, un documento con los resultados de la revisión conjunta de los informes de la ER realizada en cada central nuclear presentado por los AR y la posición regulatoria de los miembros del FORO respecto a la implementación de las mejoras que surjan.

Con la finalidad de lograr los mencionados objetivos, en una primer reunión técnica se consensuó entre los miembros del FORO que operan centrales nucleares (Argentina, Brasil, España y México) el contenido y el alcance de la mencionada evaluación, para que las correspondientes AR la requiriesen a los Titulares de las Licencias de Operación de las centrales nucleares (TL) en sus respectivos países. El contenido y alcance de la ER, se indica en el Anexo I.

Al respecto, una vez realizada dicha evaluación en cada central nuclear, y presentado el informe requerido a su AR, ésta a su vez presentó un Informe de Evaluación Nacional (IN) con los resultados obtenidos y la posición regulatoria sobre la implementación de las mejoras que surgieron, para ser revisado conjuntamente por todos los países miembros del FORO, Argentina, Brasil, Cuba, Chile, España, México, Perú y Uruguay.

Finalmente, como resultado de una segunda reunión técnica mantenida en Buenos Aires entre el 18 y el 22 de junio de 2012, los expertos designados por los países miembros del FORO (ver lista en Anexo VI) elaboraron el presente documento final, con los resultados de la revisión conjunta realizada por los mismos. La revisión conjunta se realizó sobre el contenido de los IN presentados por las ARs, los cuales contienen la evaluación realizada en cada central nuclear y la posición regulatoria respecto de dichas evaluaciones, así como el cronograma de implementación de las mejoras surgidas como consecuencia de la evaluación hecha por el TL, o a requerimiento de la AR.

Este documento, una vez aprobado por el Plenario del FORO, será presentado en un evento especial organizado por el OIEA en ocasión de la Reunión Extraordinaria de la Convención sobre Seguridad Nuclear dedicada a las lecciones aprendidas de Fukushima, que se llevará a cabo en agosto de 2012 en la sede de dicho organismo.

## **2.- METODOLOGÍA EMPLEADA PARA LA REVISIÓN**

Tal como se señaló precedentemente, una vez que los países miembros del FORO acordaron realizar la actividad de las ER, durante la semana del 26 al 30 de septiembre de 2011 se sostuvo en Madrid la primera reunión del grupo técnico encargado de llevar a cabo esta actividad, con asistencia de los países del FORO que operan centrales nucleares.

El objetivo de la reunión fue definir el contenido y el alcance de la ER, para lo cual se elaboró un documento técnico en el que se establecieron las especificaciones de la misma, que se incluyen en el Anexo I de este documento. Dichas especificaciones están basadas en las ER que a nivel europeo se habían iniciado en aquel momento por ENSREG y en las que España tomaba parte.

En la reunión de Madrid se analizaron detalladamente las especificaciones preparadas por ENSREG para la realización de las ER de las centrales europeas, y se concluyó que su aplicación directa planteaba ciertas dificultades, por lo que se decidió elaborar unas especificaciones propias del FORO que, partiendo de aquellas, establecieran claramente todos los aspectos a analizar y tuvieran en cuenta además las circunstancias específicas de los países miembros.

También coincidente en el tiempo, el OIEA en cumplimiento de su Plan de Acción tras Fukushima, se encontraba en proceso de definición de una metodología para el análisis de vulnerabilidades de centrales nucleares frente a eventos extremos de carácter natural, que fue aprobada en noviembre de 2011. Aunque las especificaciones del FORO son anteriores a las del OIEA, las ER realizadas son consistentes con ella.

En la reunión de Madrid se acordó asimismo un programa de ejecución, que incluía la elaboración de los IN y un proceso de revisión cruzada entre países conducente a la elaboración de un informe conjunto del FORO, el cual, una vez aprobado y como ya se ha mencionado, será presentado en un evento especial organizado por el OIEA en ocasión de la

Reunión Extraordinaria de la Convención de Seguridad Nuclear a realizarse en agosto de 2012 en Viena.

<b>Tarea</b>	<b>FECHA</b>	<b>DESCRIPCIÓN DE LA TAREA</b>
1	20/04/2012	Presentación (a su AR) de los IN.
2	25/05/2012	Presentación (al FORO) del IN de cada AR.
3	26/05 al 15/06/2012	Revisión cruzada preliminar.
4	18/06 al 22/06/2012	Reunión en Buenos Aires. Revisión entre países. Elaboración del Informe conjunto.
5	15/08/2012	Reunión de Presidentes del FORO. Tratamiento del Informe conjunto.
6	27/08/2012	Reunión extraordinaria de Examen de la Convención de Seguridad Nuclear. Presentación del FORO.

El objetivo principal del proceso de revisión cruzada ha sido asegurarse de que las ER se han llevado a cabo bajo criterios homogéneos y han permitido alcanzar niveles adecuados de protección frente a los fenómenos y condiciones postulados. Para ello la revisión cruzada incluyó entre otros los siguientes aspectos:

1. Verificación de que la ER realizada en el IN revisado son consistentes con el alcance y las especificaciones establecidas en el documento elaborado al respecto. Hay que hacer notar que dicho documento ha servido de pauta para la realización y documentación de los análisis de cada central nuclear, mientras que lo que se sometió a revisión es el IN de la respectiva AR, que puede incluir sólo un resumen de los análisis presentados por los TL, especialmente si el país tiene varias centrales nucleares, junto con la correspondiente evaluación realizada por la AR y las posibles actuaciones adicionales requeridas por esta.
2. Realización de una valoración técnica de dichas evaluaciones con el fin de comprobar que las mismas se han realizado con consistencia y solidez, considerando la calidad de la documentación presentada y la consistencia y el grado de cumplimiento global<sup>1</sup> de las evaluaciones con las especificaciones del FORO. A este respecto son relevantes aspectos tales como el cumplimiento de las bases de licencia y la evaluación de los márgenes de seguridad, la identificación de fortalezas y potenciales puntos débiles de las centrales y las situaciones límites (*cliff edge*), el cumplimiento de las instalaciones con las normas nacionales e internacionales aplicables, mejoras introducidas o proyectadas por el TL o requeridas por la AR, etc.
3. Como resultado de los aspectos anteriores, y para cada país, se han identificado “Buenas prácticas”, así como “Recomendaciones” o “Sugerencias” para su consideración en futuras actuaciones, que se detallan para cada país en los Anexos II a V.

### **2.1.- Proceso de revisión cruzada entre países**

La revisión cruzada entre países del FORO se estableció a fin de garantizar la transparencia del proceso, asegurando el cumplimiento de las evaluaciones con las

---

<sup>1</sup> Debe tenerse en cuenta que en países con varios reactores, distintos estados de operación, distintas condiciones del emplazamiento, distintos TL, etc. puede resultar que los informes no reflejen el mismo nivel de detalle sobre cada uno de los reactores.

especificaciones definidas, y facilitar el intercambio de conocimiento y experiencias entre los países miembros.

Para poder llevar a cabo la tarea de manera eficiente en un tiempo limitado, se estableció un proceso de revisión cruzada preliminar, en el cual cada AR efectuó una revisión del IN de otro país según los siguientes emparejamientos establecidos al azar:

<b>ORGANISMO REVISOR</b>	<b>INFORME REVISADO</b>
CSN (España)	México
CNSNS (México)	Brasil
CNEN (Brasil)	Argentina
ARN (Argentina)	España

En la reunión de Buenos Aires, los reguladores de Argentina, Brasil España y México presentaron los informes elaborados en cada país.

A continuación el país a cargo de cada revisión cruzada preliminar elaboró un informe de ese carácter con los resultados de la misma. Dichos informes preliminares fueron presentados en la reunión de Buenos Aires, y sus contenidos fueron discutidos y acordados por el conjunto de los asistentes verificándose que los análisis y estudios realizados por los países se habían llevado a cabo bajo criterios homogéneos y que permitieron evaluar los niveles adecuados de protección frente a los fenómenos y condiciones postulados en este ejercicio.

Es decir que independientemente de la revisión cruzada preliminar, todos los representantes de los países del FORO, tuvieron la oportunidad de formular preguntas y observaciones sobre los IN de los países nucleares, a fin de consolidar el proceso de revisión conjunta. Los representantes de Cuba, Chile, Perú, y Uruguay oficiaron de relatores en las sesiones de revisión. La secretaría técnica del estuvo a cargo de un Oficial Técnico del OIEA.

Finalmente los informes consolidados de la revisión hecha a cada país identificado las Buenas prácticas, así como Recomendaciones o Sugerencias para su consideración en futuras actuaciones, fueron aceptados por todos los representantes de los países del FORO. Los mismos por se detallan en los Anexos II a V del presente informe.

El proceso de revisión culmina con la elaboración del presente documento, que será elevado al CTE y al plenario del FORO para su consideración.

### **3.- CALIDAD GENERAL DE LOS INFORMES NACIONALES Y DE LAS EVALUACIONES.**

#### **3.1.- Cumplimiento con las especificaciones del FORO para la Evaluación de Resistencia (alcance, nivel de detalle).**

El contenido (alcance y nivel de detalle) de los INs se ajusta a los requerimientos del FORO, que fueron realizados por los AR de cada país teniendo en cuenta los informes correspondientes presentados por los TL e incluyen:

- Los detalles de actividades realizadas en cada país tanto por el TL como por las AR.

- Datos generales de las instalaciones y uso de los APS, breve descripción de los sistemas que intervienen en los análisis requeridos, de los sumideros de calor existentes en el emplazamiento, y de las correspondientes cadenas de extracción de calor. Además, se muestra el alcance y los principales hallazgos de los APS existentes y su empleo en la evaluación.
- Actividades específicas realizadas por el TL y las AR respecto a los análisis y verificaciones llevados a cabo en relación con la ocurrencia de:
  - Eventos externos extremos (terremotos, inundaciones / bajantes, tornados, rayos, lluvias intensas y cargas de viento);
  - Pérdida de las funciones de seguridad (pérdida del suministro eléctrico, pérdida de la conexión con los sumideros de calor y la combinación de ambos);
  - Gestión de accidentes severos (se describen las acciones de prevención y mitigación previstas en el caso de que ocurra un daño severo que afecte tanto al reactor como a las piletas de almacenamiento de combustible gastado);
  - Manejo de la emergencia (resultados de la revisión de las actividades con la gestión post accidente de la emergencia interna y externa-. Se incluyen temas tales como evaluación radiológica, criterios y mecanismos utilizados para la toma de decisiones, comunicaciones y actividades de remediación, etc.
- Conclusiones generales de las actividades de la ER.

Todos los países participantes de la Reunión que poseen centrales nucleares remitieron sus IN a los miembros del FORO cumpliendo con los plazos acordados, utilizando diferentes enfoques en la presentación de su contenido que reflejan las prácticas regulatorias de cada país, pero en el marco de lo establecido en la ER requerida por el FORO. Las mencionadas diferencias fueron consideradas aceptables por todos los participantes de la revisión debido a que se determinó que no tienen implicancias en el resultado de la evaluación.

Cada informe nacional incluye las mejoras y modificaciones que, como resultado de la ER, está previsto implementar en cada central nuclear y los correspondientes cronogramas de implementación.

Además, los IN contienen detalles de las evaluaciones de las respuestas de las plantas ante la ocurrencia de los eventos arriba mencionados y del tiempo disponible para tomar las medidas de prevención y mitigación necesarias. La información remitida alcanza el nivel de calidad y completitud exigido por el FORO y es adecuada a los fines de la revisión cruzada.

Siguiendo el concepto de mejora continua de la seguridad, la totalidad de los países han definido mejoras para situaciones más allá de las bases de diseño, las que se detallan en los IN sometidos a esta revisión. Algunas de ellas ya han comenzado a ser implementadas y está previsto completarlas en un futuro próximo.

El proceso de revisión cruzada permitió que los especialistas participantes conozcan aspectos de la seguridad y el diseño de las distintas plantas y pudiesen discutir las mejoras

propuestas, facilitando además el intercambio de experiencia que aporta a las mismas y que redundará en una mayor capacidad de mejora de la seguridad de dichas plantas.

### **3.2.- Cumplimiento de las plantas con sus bases de diseño y de Licenciamiento.**

El cumplimiento de las bases de diseño y licenciamiento de las centrales nucleares de Argentina, Brasil, España y México, fue revisado tanto por los TL como por las correspondientes AR como parte de la ER acordada en el seno del FORO. Para ello, cada país tuvo en cuenta su respectiva normativa nacional y las bases de licenciamiento, las cuales están en consonancia con las recomendaciones del OIEA y las normas aplicables de los países de origen de la tecnología de los reactores. Si bien se han detectado oportunidades de mejora, en ningún caso se evidenciaron debilidades o situaciones críticas que hiciera necesario adoptar medidas con carácter urgente.

La actividad de los TL continuará con la realización de los análisis y evaluaciones necesarios para el diseño de detalle de la implementación de las modificaciones propuestas, a lo cual se suma la probable necesidad de incorporar nuevas enseñanzas del accidente de Fukushima que puedan surgir en el futuro. Asimismo y en consonancia con lo anterior, también continuarán las actividades regulatorias relacionadas con estos temas, a través del seguimiento y la evaluación de las acciones que están siendo implementadas o lo serán en el futuro para asegurar que las mismas sean efectivas.

### **3.3.- Demostración de que los márgenes de seguridad para los eventos definidos en el alcance de la evaluación de resistencia fueron evaluados y son adecuados.**

El proceso de revisión permitió verificar que los análisis realizados por los países del FORO con centrales nucleares demuestra la existencia de márgenes adecuados para cumplir con las funciones de seguridad en caso de situaciones accidentales más allá de las bases de diseño.

Para el caso de sismos, todos los países han adoptado enfoques basados en los márgenes sísmicos, y han cuantificado o está en proceso de cuantificar la robustez inherente a cada planta para accidentes más allá de la base de diseño. Al respecto, todos los países han afirmado que existen márgenes adecuados para el sismo base de diseño o el de revisión, aunque en algunos casos aún falta completar algunos estudios. Sin embargo, y en base a las evidencias presentadas, como resultado de la revisión realizada en el FORO se considera que no es necesario implementar acciones correctivas inmediatas.

Respecto de los márgenes para inundaciones y bajantes, se mostró que hubo avances significativos en el tema, y salvo un caso donde el FORO propone profundizar el estudio, la evaluación de las mejoras realizadas o previstas en los informes de los países indica que se dispone de márgenes adecuados más allá de las bases de diseño, que se verán incrementados a medida que se implementen las mejoras identificadas.

Para los restantes eventos extremos como tornados, huracanes, etc., cuya importancia para la seguridad depende de cada emplazamiento, los informes de los países muestran que los mismos fueron considerados, y que existen márgenes más allá de la base de diseño. No obstante lo mencionado previamente, el FORO considera conveniente aplicar el concepto de mejora continua con una revisión periódica de los márgenes, teniendo en cuenta la evolución del estado del arte y lo limitado de los registros existentes de eventos naturales extremos de baja frecuencia de ocurrencia.

En lo relacionado con la pérdida de energía eléctrica, la pérdida del sumidero final de calor, y la combinación de los mismos, los informes de los países muestran que dichos escenarios fueron evaluados independientemente de su causa o frecuencia de ocurrencia. La evaluación de la respuesta de las plantas se llevó a cabo correctamente. En la mayoría de los casos las consecuencias de la pérdida del sumidero final de calor están incluidas en el análisis del evento SBO.

Para estas situaciones accidentales todos los países consideran como mejora importante la implementación de fuentes alternativas de energía eléctrica y de refrigeración. A medida que estas mejoras se implementen, los márgenes disponibles se incrementarán en correspondencia.

Con relación al programa de gestión de accidentes severos, las discusiones mantenidas durante las revisiones permitieron aclarar las diferencias en las hipótesis, las metodologías y la presentación de resultados. Teniendo en cuenta las acciones preventivas y de mitigación ya previstas y en proceso de ejecución en dichos programas se demostró la existencia de un margen adecuado para la pérdida de las funciones de seguridad, en caso de ocurrencia de accidentes más allá de la base de diseño mencionados previamente.

### **3.4.- Tratamiento regulatorio de las acciones propuestas en los Informes Nacionales.**

Las acciones de las AR incluyeron requerimientos escritos, reuniones periódicas de coordinación, inspecciones, evaluación de las hipótesis y métodos de análisis, evaluación de las medidas propuestas y también prevé el seguimiento del programa de implementación propuesto.

Las actividades de las AR continuarán en el análisis de aquellos aspectos de detalle que no se han podido completar en el tiempo disponible y en la evaluación del diseño de detalle y de la implementación de las modificaciones propuestas; a lo cual se suma la probable necesidad de incorporar nuevas enseñanzas del accidente de Fukushima que vayan surgiendo y recomendaciones internacionales aplicables, por ejemplo las que puedan ser emitidas por el OIEA.

Las AR han abordado en forma completa las actividades de evaluación de resistencia, en forma pro-activa, considerando todos los aspectos acordados previamente por el FORO. En algunos casos, se habían efectuado o estaban en ejecución evaluaciones relacionadas con eventos iniciadores externos extremos.

## **4.- EVALUACIÓN**

### **4.1 Evaluación de las centrales nucleares del FORO relativa a inundaciones, sismos, y otras condiciones meteorológicas extremas.**

Las centrales nucleares del FORO están emplazadas en zonas de media o baja sismicidad. La reevaluación sísmica de los emplazamientos no revela una amenaza para la seguridad. En consecuencia, no se precisa un rediseño sísmico de las centrales ni la reevaluación sísmica de los emplazamientos a corto plazo, más allá de los que están en curso.

Se ha analizado o se está reanalizando la sismicidad de los emplazamientos utilizando nuevos datos y métodos más modernos. En algún caso se ha determinado que la sismicidad del emplazamiento es incluso menor a la considerada en el diseño inicial. Por todo ello, los estudios del FORO permiten concluir que los márgenes sísmicos son suficientes. Los análisis han sido acompañados de verificaciones en las plantas. Además en algunos casos se ha mejorado la instrumentación sísmica y la protección de algunas ESCs de las centrales, o los suministros eléctricos alternativos para reforzar la disponibilidad de mecanismos de parada segura.

En los emplazamientos en que resulta aplicable se han tenido en consideración posibles inundaciones externas, por ejemplo por rotura de presas, inducidas o no por terremotos, utilizando para ello tanto consideraciones probabilistas como deterministas (análisis de propagación de la ola de descarga) concluyéndose que no existen escenarios creíbles que comprometan la seguridad de las centrales.

Se han analizado inundaciones externas producidas por fenómenos meteorológicos extremos en los emplazamientos o en el entorno, de las que pueden derivarse consecuencias adversas sobre los mismos. Estos fenómenos, tales como precipitaciones intensas, grandes olas, etc., a veces acompañados de fuertes vientos podrían en algunos casos afectar a la operabilidad de equipos de algunas centrales. Se han identificado medidas protectoras para evitar o reducir la probabilidad de que equipos de parada segura se puedan ver afectados por inundaciones.

Se han analizado fenómenos naturales extremos particulares de cada emplazamiento, que se detallan en los informes de los países. Además, se han analizado, cuando se consideró oportuno, actividades humanas relevantes cerca del emplazamiento que pudieran revestir algún riesgo potencial.

#### **4.2 Evaluación de las centrales nucleares del FORO relativa a la pérdida de energía eléctrica y pérdida del sumidero final de calor.**

Las características actuales de los diseños son variables dadas las diferencias en redes de suministro eléctrico, emplazamientos y tecnología de las centrales. En general se puede decir que la pérdida total de corriente alterna (SBO) implica la pérdida de la cadena de evacuación de calor residual hacia el sumidero final de calor de seguridad, por lo cual los escenarios de pérdida del sumidero de calor por separado, cualquiera que sea la naturaleza de éste, y no estando asociada al impacto de sucesos externos, es de escasa relevancia. No obstante, algunas de las mejoras establecidas o planificadas en las centrales incluyen la provisión de reservorios alternativos de agua para la refrigeración del núcleo o de elementos combustibles en piscinas. Dada la diversidad de tipos de reactor (PWR, BWR, PHWR,) y variantes específicas en sistemas auxiliares de refrigeración, y en la ubicación de las piscinas de combustible, los aspectos de detalle para reforzar los mecanismos de refrigeración se analizan en las revisiones de cada país.

La fiabilidad y robustez del suministro eléctrico exterior depende de la configuración de las redes eléctricas. En cualquier caso y como primera línea de defensa se han analizado suministros alternativos de corriente externa o refuerzo de los existentes. En este contexto se ha considerado como importante la verificación de la fiabilidad de conexiones de la central a otras centrales eléctricas, estableciendo los procedimientos de operación necesarios antes situaciones de catástrofe (sismos, inundaciones, etc.) y teniendo en cuenta

que los operadores de la central nuclear en general pueden ser distintos de los operadores de la red. Algunos países del FORO han establecido convenios prioritarios para el suministro de las centrales en dichas circunstancias y realizado pruebas de establecimiento de dichas conexiones.

Los emplazamientos con varios reactores disponen de mecanismos diversos de respaldo de una unidad a otra y se están estudiando vías adicionales para reforzarlo, mediante interconexiones automáticas rápidas o manuales.

En cuanto a los suministros de emergencia de los sistemas de seguridad, todos los países del FORO cumplen con la normativa aplicable; ésta es en algunos casos la correspondiente a la normativa del país de origen de la tecnología, por lo cual pueden coexistir diferentes criterios de diseño, y con la normativa del OIEA.

Por este motivo, el número de generadores Diesel de seguridad en las centrales es muy variable. Algunas centrales no tienen sólo redundancia de generadores Diesel asociados a divisiones eléctricas de seguridad y separación física, sino diversidad en el diseño y niveles de tensión, medidas de autosuficiencia de funciones soporte y protecciones contra eventos externos. Se han analizado las reservas de combustible para los generadores considerándose suficientes o se han dispuesto las cantidades necesarias para pérdidas de corriente externa de larga duración.

A pesar de la multiplicidad de provisiones del diseño para garantizar el suministro eléctrico a equipos de parada segura, la metodología de trabajo requiere la postulación sistemática de fallos de todas las medidas existentes como medio de evaluación de la robustez y grado de protección de las instalaciones.

Cuando se ha estimado necesario, los TL de acuerdo con las AR, han planteado medios adicionales alternativos de suministro de corriente alterna. A este respecto resulta importante el establecimiento de procedimientos adecuados de puesta en servicio de dichos medios y su prueba periódica, lo cual ha sido tenido en cuenta en los análisis.

En el escenario de SBO, al que se llegaría si se perdiese cualquiera de los suministros existentes, revisten gran importancia las medidas para garantizar una refrigeración adecuada del núcleo y el combustible de las piscinas hasta la recuperación de la corriente exterior, así como garantizar el suministro mínimo de corriente a la instrumentación vital. Se han considerado igualmente efectos indirectos o a más largo plazo tales como la pérdida de la ventilación de equipos sensibles. A este fin se han establecido en los países del FORO multitud de medidas de diversa índole, teniendo en cuenta los diferentes diseños, que se presentan con mayor detalle en los análisis de cada país pero que pueden resumirse de la siguiente manera:

- Medidas para evitar o minimizar las pérdidas de refrigerante por sellos de bombas u otras vías mediante la alimentación de equipos dedicados, o el enfriamiento y/o despresurización del reactor a niveles que reduzcan la tasa de fugas.
- La provisión de conexiones de generadores portátiles o mecanismos similares, y la ubicación de estos en lugares adecuados para permitir la carga de baterías.
- El estudio de las cargas que cuelgan de las baterías y la elaboración de procedimientos de desconexión de descarga de equipos que no son estrictamente

necesarios a fin de prolongar el tiempo de duración de las baterías, que en algunos casos se consigue hasta cuadruplicar.

Parte de estas medidas ya habían sido objeto de análisis en algunos países del FORO años atrás, en cumplimiento de normativas de SBO o de protección física de las instalaciones ante actos de origen malévolo.

El análisis profundo y sistemático de las consecuencias de pérdida de suministro eléctrico en las plantas y sus consecuencias han permitido descartar la existencia de situaciones límite creíbles, así como estimar la evolución de la pérdida de corriente hacia un accidente como el necesario análisis previo para el establecimiento de programas y medidas de gestión de los mismos.

Los análisis han permitido confirmar o incrementar la robustez del nivel 3 de la defensa en profundidad. Por diseño, algunas instalaciones disponen más medidas que otras para alcanzar una alta fiabilidad de suministro eléctrico, mientras que otras han incrementado su fiabilidad estableciendo más medidas alternativas. Los análisis tienen en cuenta también los recursos humanos, acciones y tiempos necesarios para la puesta en funcionamiento de tales medidas en los escenarios de emergencia considerados.

Algunos países han utilizado el APS como medio de investigar la efectividad y fiabilidad de las medidas propuestas.

### **4.3 Evaluación de las CN del FORO relativa al manejo de accidentes severos.**

De acuerdo con los informes preparados por las AR y las explicaciones adicionales proporcionadas, todos los TL disponen de procedimientos de operación en emergencias. Por otra parte, algunos países disponen, y otros proponen el desarrollo, de guías de gestión de accidentes severos y de planes de formación y entrenamiento al respecto.

Las centrales disponían antes de la ocurrencia del accidente de Fukushima de medidas aplicables a la protección de la contención, última barrera contra la liberación de productos de fisión al exterior. Como consecuencia de las ER se han analizado y propuesto mejoras en la capacidad de venteo de la contención para protegerlas de fenómenos de sobrepresión y acumulación de Hidrógeno. Además, las centrales nucleares van a incorporar medidas de protección adicionales tales como recombinadores autocatalíticos pasivos de Hidrógeno, venteos filtrados de la contención, o refuerzo de la capacidad de monitoreo de parámetros relevantes en condiciones de accidentes más allá de la base de diseño.

Además de lo anterior, en general y dependiendo de la tecnología de cada planta, las medidas adicionales para prevención y mitigación de accidentes severos incluyen alternativas para la inyección de refrigerante en diversos lugares críticos de la central (Sistema de Refrigeración del Reactor (SRR), Piscina de Combustible Gastado, Generadores de Vapor y Recinto de la Contención), la mejora de la capacidad de despresurización del SRR, y medidas para la reducción de las posibles emisiones radiactivas al medio ambiente. Estas medidas se basan tanto en un uso específico de medios fijos ya existentes en las centrales, como de nuevos equipos portátiles de los que se va a disponer próximamente. Las AR han destacado la importancia de garantizar la disponibilidad de estos equipos y su mantenimiento, así como en la facilidad de su conexión una vez que se requiera el mismo en caso de situaciones severas como las consideradas en cada IN.

La revisión global del FORO concluye que estas mejoras deben ser fuertemente impulsadas, incluyendo la valoración específica para cada tipo de central de aquellas medidas adicionales que puedan ir en línea con las acciones que al respecto se están discutiendo a nivel internacional.

#### **4.4 Evaluación de las centrales nucleares del FORO relativa al manejo de las emergencias.**

De acuerdo con los informes preparados por las AR y las explicaciones adicionales proporcionadas, todas las centrales nucleares del FORO disponen de planes de emergencia que incluyen la gestión interna y externa de las mismas.

Dentro de estos planes se contempla la realización de ejercicios y simulacros tanto internos como externos. La revisión del FORO considera de gran relevancia el que se verifique que estos ejercicios se están realizando en todos los países con la periodicidad y el alcance, incluyendo el tiempo de duración de los mismos, que la importancia del tema requiere.

Estos planes de emergencia contemplan los medios humanos y materiales que deben estar disponibles para la gestión de emergencias. Este aspecto ha sido o está siendo objeto de revisión por parte de los TL y de las AR y en algún caso se proponen diferentes acciones de mejoras al respecto.

También contemplan las ayudas externas previstas para caso de situaciones de emergencia. En este sentido la revisión del FORO ha valorado muy positivamente la disponibilidad de protocolos explícitos que consideran aspectos tales como la dirección y coordinación de los grupos externos al TL o a la AR y el entrenamiento de los mismos, incluyendo la realización de ejercicios conjuntos con el personal de la central.

En las revisiones cruzadas se ha puesto de manifiesto la existencia de numerosas propuestas para mejorar aspectos relevantes relacionados con la capacidad de los TL para gestionar eficazmente situaciones de accidente severo, tales como las mejoras en comunicaciones interiores y exteriores, en el sistema de iluminación de emergencia, la mejora de la protección contra la radiación de los centros existentes de control y dirección de la emergencia, incluyendo salas de control, centro de apoyo técnico, etc., para las situaciones consideradas, y en especial para el SBO prolongado.

También se ha podido comprobar que los TL y las AR han revisado la disponibilidad y la mejora de los accesos al emplazamiento que se pueden ver afectados por los sucesos naturales extremos que ahora se han considerado y que podrían retrasar o impedir la llegada al sitio de las ayudas previstas, tanto humanas como materiales.

Todos los países han revisado, o tienen previsto hacerlo, las medidas disponibles de protección radiológica aplicables en este tipo de circunstancias, tanto en equipos, medios y procedimientos aplicables.

Otro aspecto que se ha abordado dentro de este proceso es la problemática asociada a las posibles interferencias entre las barreras de seguridad física y la necesaria movilidad y facilidad de acceso durante una situación de emergencia.

## 5.- CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES.

Los países miembros del FORO han finalizado las evaluaciones de resistencia que se habían propuesto, concluyendo que las instalaciones disponen de márgenes de seguridad aceptables frente a los sucesos extremos considerados. Además no se ha identificado ningún aspecto que suponga una debilidad relevante en la seguridad de las instalaciones que pudiera requerir la adopción urgente de actuaciones en las mismas incluyendo su parada preventiva.

Las evaluaciones de resistencia del FORO han constituido un importante esfuerzo de los TL y AR de los países, que van más allá del cumplimiento de las bases de licencia y de procesos de revisión establecidos como la revisión periódica de seguridad.

Además, la metodología de análisis requiere la postulación de sucesos o combinaciones de sucesos altamente impredecibles o de magnitud extrema a fin de evaluar la capacidad de resistencia de los diseños. Todo ello pone de manifiesto el compromiso de los países del FORO con la seguridad nuclear y los convenios y prácticas internacionales.

Los análisis de resistencia del FORO han sido desarrollados en un tiempo breve y fueron sometidos a un proceso de revisión conjunta en régimen de total transparencia. Los análisis realizados tienen un alcance similar al de los países de la UE y están en línea con la metodología propuesta en el Plan de Acción del OIEA.

El proceso de revisión conjunta, además de garantizar la calidad de las evaluaciones realizadas en los IN, ha servido como mecanismo abierto de discusión e intercambio de experiencia sobre la forma de adoptar mejoras de la seguridad en los países del FORO.

Tal como se ha expresado previamente, como consecuencia de las evaluaciones han surgido recomendaciones posibles de implementar en las centrales nucleares para salvaguardar o incrementar más aún los márgenes de seguridad disponibles, así como los correspondientes cronogramas de implementación. Por otra parte, como resultado de los análisis y evaluaciones aún en curso realizadas por otros TL y AR, así como por organismos internacionales con competencia en la materia, pueden surgir nuevas lecciones aprendidas que hubieran de tenerse en cuenta.

Los resultados de la evaluación cruzada de cada IN se incluyen en los Anexos II a V. Como se mencionó precedentemente los IN utilizaron diferentes enfoques en la presentación de su contenido en función de las prácticas regulatorias de cada uno dentro del marco establecido en la ER requerida por el FORO.

En dicho contexto, respecto a los márgenes referidos a sismicidad, inundaciones/bajantes, lluvias intensas, rayos y tornados, las conclusiones de las evaluaciones resultan afectadas por las diferencias geográficas de cada emplazamiento. Todos los países han considerado estos eventos, y sus instalaciones demostraron tener márgenes adecuados e identificaron algunas situaciones límites concebibles y las correspondientes mejoras o modificaciones. En algunos casos se ha decidido implementar estudios adicionales para confirmarlos.

Las mejoras previstas por los distintos países varían incluyendo modificaciones a los procedimientos aplicables, modificación de sistemas, fuentes alternativas de suministro de agua y electricidad (generadores Diesel móviles; reservorios, agua de napa; bombas, etc.) para extraer el calor residual.

Para el caso de la pérdida de funciones de seguridad debidas a la pérdida de suministro eléctrico exterior e interior, a la pérdida de los sumideros de calor y a la pérdida de dichos

sumideros coincidente con SBO, todos los países incluyeron en sus IN los correspondientes estudios de márgenes disponibles y situaciones límite. Al respecto, para cada caso, se estiman los tiempos requeridos para que se restablezcan las funciones de seguridad o hasta que es inevitable el daño al combustible tanto en el reactor como en las piscinas de almacenamiento de combustible gastado.

En este caso se supuso que las pérdidas mencionadas se extienden por tiempo prolongado y que el emplazamiento permanecerá aislado durante al menos 24 horas respecto de la posibilidad de suministro de apoyo externo. Las mejoras previstas para este evento son coincidentes con las indicadas precedentemente. Los aspectos de prevención y mitigación de accidentes severos se incluyeron en todos los IN, y ya consideraban escenarios más allá de las bases de diseño. Igualmente, todos los países están implementando las acciones necesarias para incluir las lecciones aprendidas de Fukushima que consideran aspectos organizacionales, técnicos y referidos a los procedimientos y guías aplicables, y los planes de formación adecuados.

Se han identificado los equipos que deben permitir mantener la integridad de contención en una situación de accidente severo frente a fenómenos de acumulación de Hidrógeno y de sobrepresión tales como recombinadores pasivos autocatalíticos y venteos de contención que eventualmente pueden incorporar capacidad de filtración. En este sentido los AR reconocen la importancia de realizar un seguimiento, y eventualmente adoptar, los desarrollos en marcha a nivel internacional en relación con los accidentes iniciados con la central en parada o que supongan un riesgo para el combustible gastado almacenado en piscinas.

Respecto al manejo de la emergencia todos los países han incluido en sus IN los análisis y evaluaciones requeridos por el FORO respecto a dirección y control; mitigación del daño al combustible; reducción de emisiones radiactivas, revisión de procedimientos; entrenamiento del personal y disponibilidad de equipos. Las mejoras previstas por los distintos países varían incluyendo modificaciones a los procedimientos aplicables; mejoras en el equipamiento para hacer frente a emergencias; modificación de sistemas; disponibilidad de nuevas facilidades; etc.

Como resultado de las actuaciones ya abordadas en el marco de las ER los AR del FORO han identificado y valorado las diversas mejoras propuestas por los titulares y, en algunos casos, están requiriendo la adopción de medidas adicionales. Así, y para cada uno de los tópicos analizados, se constata lo siguiente:

- Se están implementando acciones adicionales para mejorar la robustez de las instalaciones ante sucesos externos.
- En el área de pérdidas de energía eléctrica y de los sumideros de calor, todas las centrales nucleares han propuesto diversas mejoras para aumentar su robustez frente a este tipo de sucesos.
- En el ámbito de la gestión de accidentes severos, también los TL de los países del FORO han definido acciones adicionales para ampliar sus capacidades de hacer frente a estas situaciones.
- Existen además otras medidas propuestas que pueden ser específicas del diseño de cada planta.

Las AR valoran muy positivamente todas estas medidas y realizarán un seguimiento de cara a lograr una amplia implantación en las correspondientes instalaciones. Asimismo destacan la necesidad de que los equipos móviles previstos estén almacenados en ubicaciones resistentes contra fenómenos naturales extremos y que se sometan a un proceso adecuado de verificación periódica.

En relación con la mejora de las medidas para la gestión interna de las emergencias, se han revisado o se están revisando las capacidades de las organizaciones previstas, tanto internas como de apoyo externo, para hacer frente a las emergencias, teniendo en cuenta las lecciones aprendidas de Fukushima, y en especial la coincidencia del accidente en más de una unidad en el mismo emplazamiento y la duración de una situación no controlada durante un largo tiempo.

Las evaluaciones realizadas han tenido en cuenta la accesibilidad a los emplazamientos para aquellos medios materiales y humanos que puedan ser requeridos del exterior teniendo en cuenta los posibles daños en las infraestructuras causados por los desastres naturales, habiéndose propuesto diversas medidas de mejora específicas de cada sitio.

Los estudios de APS se han utilizado para verificar la eficacia de las modificaciones a implementar en lo relativo a su impacto en la seguridad de las instalaciones. En tal sentido se sugiere ampliar los estudios de APS existentes incluyendo los eventos externos combinados o consecuentes, principalmente en los sitios con características que permitan presumir tales eventos, y ampliar los estudios para las centrales que aún no cuentan con APS de piscinas de combustibles gastados.

Las consideraciones realizadas precedentemente llevan a que los expertos designados por los países miembros del FORO recomienden al CTE la realización de reuniones técnicas de seguimiento para, por una parte verificar el cumplimiento de lo establecido en los cronogramas de implementación, y por la otra analizar la conveniencia de considerar nuevas lecciones aprendidas que surjan como consecuencia de las evaluaciones en curso.

Dado que las recomendaciones efectuadas tienen un cronograma de implementación de corto, mediano y largo plazo, llegando este último al año 2016, se recomienda que las reuniones técnicas de seguimiento se realicen la primera en 2014, para las recomendaciones de corto y mediano plazo, y otra en 2016 para las de plazo más prolongado.

## **5.- ANEXOS.**

**Anexo I:** Especificaciones para la evaluación de resistencia de las centrales nucleares en los países miembros del Foro Iberoamericano de organismos reguladores radiológicos y nucleares

**Anexo II:** Informe de Revisión al Informe de Evaluación de Resistencia de las Centrales Nucleares Argentinas

**Anexo III:** Informe de Revisión al Informe de Evaluación de Resistencia de las Centrales Nucleares Brasileñas

**Anexo IV:** Informe de Revisión al Informe de Evaluación de Resistencia de las Centrales Nucleares Españolas

**Anexo V:** Informe de Revisión al Informe de Evaluación de Resistencia de las Centrales Nucleares Mexicanas

**Anexo VI:** Lista de expertos que confeccionaron el Informe

**EVALUACIÓN DE RESISTENCIA DE LAS CENTRALES  
NUCLEARES EN LOS PAÍSES MIEMBROS DEL FORO**

**ESPECIFICACIONES PARA LA EVALUACIÓN DE  
RESISTENCIA DE LAS CENTRALES NUCLEARES EN LOS  
PAÍSES MIEMBROS DEL FORO IBEROAMERICANO DE  
ORGANISMOS REGULADORES RADIOLÓGICOS Y  
NUCLEARES**

**ANEXO I**

La realización de las Evaluaciones de Resistencia se ajustará a las siguientes especificaciones:

### **I.1.- DEFINICIÓN DE LA EVALUACIÓN DE RESISTENCIA.**

La Evaluación de Resistencia está dirigida a determinar los márgenes de seguridad de las centrales nucleares considerando eventos extremos como los ocurridos en Fukushima, que puedan poner en peligro las funciones de seguridad de las plantas y que puedan llevar a una situación de accidente severo.

Esta evaluación debe consistir en:

- Un análisis de la respuesta de cada central nuclear frente a un conjunto de situaciones extremas consideradas en el punto II.2.
- Una verificación de las medidas de prevención y mitigación basada en el concepto de defensa en profundidad.

En las mencionadas situaciones extremas, se debe analizar, bajo un enfoque determinista, la pérdida secuencial de las líneas de defensa en profundidad existentes, independientemente de la probabilidad de ocurrencia de dicha pérdida. Debe tenerse en cuenta que la pérdida de funciones de seguridad y las situaciones de accidente severo sólo pueden ocurrir cuando numerosas previsiones de diseño han fallado. Además, se debe suponer que no resultaron efectivas las medidas disponibles para gestionar adecuadamente estas situaciones.

Para cada central nuclear, esta evaluación incluirá la respuesta de la planta y la efectividad de las medidas preventivas, destacando cualquier debilidad potencial y cualquier situación límite (cliff edge) que se identifiquen en los análisis. Estas situaciones límite están definidas por aquellos valores límites de parámetros críticos a partir de los cuales un pequeño cambio conduce a un desproporcionado incremento de las consecuencias del accidente (dichas condiciones pueden corresponder, por ejemplo, a superar un punto donde comience una inundación significativa de las áreas de la central, sobrepasando las previsiones de diseño o el agotamiento de la capacidad de las baterías en el evento de pérdida total de la corriente alterna).

El objetivo de lo anterior es evaluar la robustez de la filosofía de defensa en profundidad aplicada, la idoneidad de las medidas de gestión de accidentes, e identificar las potencialidades para implementar mejoras de seguridad, tanto técnicas como organizativas, tales como procedimientos, recursos humanos, organización de respuesta en emergencias o uso de recursos externos.

Por su naturaleza, la Evaluación de Resistencia deberá focalizarse en aquellas medidas que puedan ser adoptadas después de la pérdida de las funciones de seguridad frente a accidentes ya considerados en el diseño. Además, deben ser reevaluadas las hipótesis relacionadas con el funcionamiento de dichos sistemas. Finalmente, todas las medidas adoptadas para proteger la integridad de los elementos combustibles, en el reactor o en los sistemas de almacenamiento de combustible quemado, deben considerarse como una parte esencial de la defensa en profundidad.

## **I.2.- ALCANCE DE LA EVALUACIÓN DE RESISTENCIA**

El alcance técnico de la evaluación se ha definido teniendo en cuenta los problemas que se han puesto de manifiesto en los acontecimientos ocurridos en Fukushima, y que han incluido una combinación de eventos iniciantes extremos y de fallos múltiples. Por ello, en la evaluación requerida, se deben considerar las siguientes situaciones:

- a) Eventos iniciantes concebibles en el emplazamiento debidos a fenómenos naturales o condiciones meteorológicas extremas:
  - Terremotos.
  - Inundaciones.
  - Descensos extremos del nivel del sumidero de calor (bajantes).
  - Otros eventos naturales.
- b) Pérdida de funciones de seguridad:
  - Pérdida total de energía eléctrica.
  - Pérdida del sumidero final de calor.
  - La combinación de ambas.
- c) Aspectos asociados a la gestión de accidentes severos. Medidas para gestionar la pérdida de:
  - La función de refrigeración del núcleo.
  - La función de refrigeración de los sistemas de almacenamiento de combustible quemado.
  - La integridad de la contención.
- d) Consideraciones sobre el manejo interno de la emergencia:
  - Dirección y Control.
  - Mitigación del daño al combustible.
  - Reducción de Emisiones Radiactivas.
  - Revisión de Procedimientos.
  - Equipos.

A continuación se define la información general y los aspectos que deben considerar los TL para cada una de las situaciones extremas consideradas.

## **I.3. ASPECTOS GENERALES**

### **I.3.1. Contenido del Informe de Evaluación de Resistencia**

El Informe de Evaluación de Resistencia debe incluir la siguiente información básica sobre cada instalación:

- Ubicación y características del emplazamiento.
- Número de unidades.
- Características del reactor.

- Breve descripción de los sistemas mecánicos y eléctricos que intervienen en los análisis requeridos y de los sumideros de calor existentes en el emplazamiento, y de las correspondientes cadenas de extracción de calor.
- Fecha de la primera criticidad.
- Tipo y ubicación del almacenamiento de combustible gastado.
- Diferencias significativas de seguridad entre las diferentes unidades.
- Alcance y principales hallazgos de los Análisis Probabilísticos de Seguridad (APS) existentes. De corresponder, indicar el empleo del APS en la Evaluación de Resistencia.

El análisis de cada una de las situaciones incluidas en el alcance (Punto II.2) se realizará siguiendo las indicaciones contenidas en los apartados siguientes.

### **I.3.2. Hipótesis**

Las evaluaciones para las centrales en operación se refieren al estado actual de cada una de las plantas, tal como están construidas y/u operadas al 30 de julio de 2011.

El enfoque debe ser esencialmente determinístico, es decir que al analizar un escenario extremo se aplicará un enfoque progresivo en el cual se supondrá que las medidas de protección son sucesivamente perdidas por un tiempo prolongado.

Las condiciones iniciales de la planta deben corresponder a los estados de funcionamiento de las centrales a plena potencia y parada fría despresurizada, considerando la posibilidad de que el núcleo del reactor se encuentre descargado en la piscina de combustible.

Se debe suponer que todos los reactores y los almacenamientos de combustible quemado se ven afectados al mismo tiempo. También se debe tener en cuenta la posibilidad de que existan condiciones degradadas en la zona que rodea al emplazamiento, caracterizadas por la falta de suministro eléctrico externo, dificultad para acceder al mismo, etc.

Además se deben considerar los siguientes aspectos:

- acciones automáticas.
- acciones de los operadores especificadas en los procedimientos de operación de emergencia.
- cualquier otra medida ya prevista de prevención, recuperación o mitigación de accidentes.

### **I.3.3. Información general que debe incluir el informe**

Los aspectos principales a incluir en el Informe de Evaluación de Resistencia son:

- Las previsiones incluidas en las bases de diseño de la central,
- Las fortalezas de la planta más allá de sus bases de diseño. Con este fin se debe evaluar la robustez (márgenes de diseño disponibles, diversidad, redundancia, protección estructural, separación física, etc.) de las estructuras, sistemas y componentes (ESC) relevantes para la seguridad y la preservación de la defensa en profundidad. En relación con la robustez de las instalaciones y de las medidas disponibles, uno de los enfoques de la revisión es la identificación de las posibles

situaciones límite que podrían inducir un cambio significativo en la secuencia de eventos y de las medidas ya existentes para evitar llegar a condiciones extremas.

- La posibilidad de implementar modificaciones que puedan mejorar el nivel actual de defensa en profundidad.

A los efectos de proporcionar un contexto para la evaluación, se deben describir las medidas de protección existentes que están destinadas a evitar las situaciones extremas que se consideran en el alcance de la misma. El análisis debe ser complementado, cuando sea necesario, por los resultados de los recorridos por la planta que específicamente se hayan realizado.

Para ello, cada TL debe identificar los medios para mantener las tres funciones fundamentales de seguridad (control de la reactividad, refrigeración del combustible y confinamiento de la radiactividad) y las funciones de apoyo (fuentes de alimentación eléctrica y refrigeración), para lo cual se deben tener en cuenta tanto los posibles daños provocados por el evento iniciante, como las medidas disponibles para hacer frente al evento aunque no estén contempladas en los análisis de seguridad.

Cada TL debe identificar la posibilidad de disponer de equipos móviles externos y las condiciones de su utilización; la disponibilidad de fuentes alternativas de suministro de refrigerante; cualquier procedimiento ya existente para utilizar medios de una unidad para ayudar a otra, y las posibles dependencias de las funciones de seguridad de una unidad respecto de otras unidades del mismo emplazamiento.

Respecto a la gestión de accidentes severos cada TL debe determinar, cuando sea relevante, el tiempo antes de que el daño al combustible sea inevitable. Si el combustible está en el reactor, se debe indicar el tiempo disponible antes de que comience a descubrirse de agua, y el tiempo antes del inicio de la degradación del mismo (comienzo de la fase de oxidación rápida de las vainas con generación significativa de hidrógeno). Si el combustible está almacenado en piscina, se debe indicar el tiempo antes de la ebullición, el tiempo durante el que se mantiene un blindaje adecuado contra la radiación, el tiempo antes de que el nivel del agua alcance la parte superior del combustible, y el tiempo antes del inicio de la degradación del combustible (todas estas situaciones sin considerar la intervención del operador).

## **II.4.- EVENTOS INICIANTES EXTREMOS**

El Informe de Evaluación de Resistencia debe incluir la información detallada en los puntos II.4.1, II.4.2, II.4.3 y sus subapartados.

### **I.4.1.- Terremotos**

#### **I.4.1.1.- Base de diseño**

*I.4.1.1.1.- Terremotos para los que se diseñó la planta:*

- Nivel del terremoto base de diseño (DBE) expresado en términos de aceleración pico en el suelo (PGA, Peak Ground Acceleration) y las razones para su elección;
  - Indicar si el DBE actual es diferente del postulado inicialmente;

- Metodología con la que se evaluó el DBE actual (período de retorno, sucesos del pasado que se han considerado y las razones de su elección, los posibles márgenes agregados, etc.), y la validez de los datos con el tiempo;
- Conclusiones sobre la adecuación de la base de diseño actual, considerando el estado del conocimiento a la fecha.

#### I.4.1.1.2.- *Previsiones para proteger la planta del DBE:*

- Identificación de los ESC que son necesarios para poder alcanzar una condición de parada segura, definida como aquel estado de planta en el que está garantizada a largo plazo la subcriticidad y refrigeración del núcleo, así como el confinamiento del material radioactivo.
- Principales previsiones existentes (incluidos procedimientos para la operación en emergencia, equipos móviles, etc.) para evitar daño al núcleo del reactor o al combustible quemado luego de ocurrido el terremoto, ante la indisponibilidad de dichos ESC.
- Indicar los potenciales efectos indirectos del terremoto, incluyendo:
  - El fallo de ESC que no están diseñados para soportar el DBE y que en caso de pérdida de su integridad podrían causar daños a los ESC que deben permanecer disponibles (por ejemplo, incendios, explosiones o roturas de tuberías que puedan afectar el desempeño de las funciones de seguridad, incluyendo las actuaciones del personal de operación).
  - La pérdida del suministro eléctrico externo.
  - La situación fuera del emplazamiento, incluyendo los problemas que pudieran impedir o retrasar el acceso del personal y del equipo requerido.

#### I.4.1.1.3.- *Cumplimiento con las bases del licenciamiento:*

- Proceso general para garantizar este cumplimiento, por ejemplo mantenimientos preventivos, inspecciones o pruebas periódicas.

#### **I.4.1.2.- Otras Consideraciones:**

- Las actividades y pruebas específicas de verificación ya iniciadas por la planta luego del accidente de Fukushima.

#### **I.4.1.3.- Evaluación de márgenes:**

##### I.4.1.3.1. *Severidad del terremoto*

- En base a la información disponible (evaluación del margen sísmico u otros estudios de ingeniería), se debe realizar una estimación de la severidad del terremoto a partir de la cual la pérdida de las funciones fundamentales de seguridad o daños graves al combustible (en el núcleo o en la instalación de almacenamiento de combustible quemado) no está garantizada.
- Indicar si pueden ser previstas medidas adicionales para evitar los efectos de las situaciones límite identificadas o para aumentar la robustez de la planta (modificaciones de equipos, modificación de procedimientos, disposiciones organizativas, etc.).

#### I.4.1.3.2.- *Máximo terremoto que la planta podría soportar sin perder el confinamiento*

- En base a la información disponible (evaluación del margen sísmico u otros estudios de ingeniería), analizar cuál es el rango de severidad del máximo terremoto que la planta podría soportar sin perder la integridad del confinamiento (integridad de la contención y de la piscina de combustible).

#### I.4.1.3.3.- Terremotos que excedan el DBE y provoquen inundaciones o bajantes, y que sobrepasen el nivel de la inundación o bajante base de diseño.

- Indicar si este escenario es físicamente posible teniendo en cuenta el emplazamiento de la central. Con este fin, identificar si los potenciales daños graves a las estructuras que se encuentran tanto dentro como fuera del emplazamiento (tales como diques o edificios y estructuras) podrían tener un impacto en la seguridad de la instalación.
- Indicar cuáles son los puntos débiles y los modos de fallo que podrían llevar a condiciones no seguras de la planta, identificando cualquier situación límite potencial y los edificios y equipos que se verían afectados.
- Indicar si pueden ser previstas medidas adicionales para evitar los efectos de las situaciones límite identificadas o para aumentar la robustez de la planta (modificaciones de equipos, modificación de procedimientos, disposiciones organizativas, etc.).

### **I.4.2.- Inundaciones / bajantes**

#### **I.4.2.1.- Bases de diseño**

##### I.4.2.1.1.- Inundación / bajante para las cuales la planta ha sido diseñada:

- Nivel de la inundación / bajante base de diseño y razones de su elección.
- Indicar si la inundación / bajante base de diseño actual es diferente de la postulada inicialmente.
- Metodología con la que se evaluó la inundación / bajante base de diseño actual (período de retorno, eventos del pasado que se han considerado y las razones de su elección, posibles márgenes agregados, etc.) y la validez de los datos con el tiempo.
- Conclusiones sobre la adecuación de la base de diseño actual, considerando el estado del conocimiento a la fecha.

##### I.4.2.1.2.- *Previsiones para proteger la planta de la inundación / bajante base de diseño:*

- Identificación de los ESC críticos que son necesarios para alcanzar una situación de parada segura y que se estima seguirán estando disponibles después de la inundación / bajante, incluyendo las disposiciones para mantener:
  - La función de toma de agua del sumidero de calor.
  - El suministro de energía eléctrica de emergencia.
- Identificación de los requisitos de diseño relevantes para proteger el emplazamiento contra las inundaciones / bajantes (nivel de plataformas, etc.), indicando los programas de vigilancia asociados.

- Principales medidas previstas para mitigar los efectos de las inundaciones / bajantes, incluyendo procedimientos de operación de emergencia, equipos móviles, vigilancia de inundaciones / bajantes, sistemas de alerta, etc., para alertar de la inundación / bajante y facilitar la mitigación de sus efectos, indicando los programas de vigilancia asociados.
- Verificar que han sido tenidos en cuenta los posibles efectos asociados a la inundación / bajante, incluyendo:
  - La pérdida de la alimentación eléctrica externa.
  - La situación fuera del emplazamiento, incluyendo los problemas que pudieran impedir o demorar el acceso del personal y del equipamiento requerido.

#### I.4.2.1.3.- *Cumplimiento con las bases del licenciamiento:*

- Proceso general para garantizar este cumplimiento; por ejemplo, mantenimientos periódicos, inspecciones o pruebas.

#### I.4.2.2.- **Otras Consideraciones:**

- Las actividades y pruebas específicas de verificación ya iniciadas por la planta luego del accidente de Fukushima.

#### I.4.2.3.- **Evaluación de márgenes:**

- En base a la información disponible (incluyendo estudios de ingeniería), indicar el nivel de la inundación / bajante a partir de la cual la pérdida de las funciones fundamentales de seguridad o daños graves al combustible (en el núcleo o en la instalación de almacenamiento de combustible quemado) no está garantizada.
- Dependiendo del tiempo disponible entre la alerta y la inundación / bajante, indicar si pueden ser previstas y puestas en práctica medidas adicionales de protección.
- Indicar cuáles son los puntos débiles y señalar cualquier situación límite potencial, identificando los edificios y equipos que primero afectaría la inundación / bajante.
- Indicar si pueden ser previstas medidas adicionales para evitar los efectos de las situaciones límite identificadas o para aumentar la robustez de la planta (modificaciones de equipos, modificación de procedimientos, disposiciones organizativas, etc.).

#### I.4.3.- **Otros eventos naturales extremos:**

Condiciones meteorológicas extremas (tormentas, lluvias torrenciales, tornados, etc.): Se debe indicar:

- Eventos y combinaciones de eventos considerados y las correspondientes razones para su selección.
- Cuáles son los puntos débiles y las situaciones límite. Identificar los edificios y equipos que podrían ser afectados.

- Previsiones para evitar las situaciones límite arriba mencionadas o para incrementar la robustez de la planta (modificaciones al diseño, procedimientos, etc.).

## **I.5.- PÉRDIDAS DE FUNCIONES DE SEGURIDAD**

En este apartado se debe analizar el impacto de la pérdida del suministro eléctrico y del sumidero final de calor sobre las funciones de seguridad de la instalación.

### **I.5.1.- Pérdida de suministro eléctrico**

Las fuentes de alimentación eléctrica de corriente alterna (CA) que deben ser consideradas son:

- Suministro eléctrico externo (red eléctrica)
- Generador eléctrico principal de la central
- Suministros eléctricos de respaldo que alimentan las barras de seguridad (generadores diesel)
- Otras fuentes alternativas de respaldo (generadores diesel, turbinas de agua / gas, etc.)

En los análisis a realizar se debe suponer la ocurrencia de las pérdidas secuenciales de estos suministros.

#### **I.5.1.1.- Pérdida de suministro eléctrico externo (LOOP, Loss of Off site Power)**

En este caso se debe suponer que se pierde la totalidad de la alimentación eléctrica externa por tiempo prolongado y que el emplazamiento permanece aislado durante 72 horas respecto de la posibilidad de suministro de material pesado por cualquier medio de transporte, aunque se supone que los equipos portátiles ligeros podrían llegar al emplazamiento transcurridas 24 horas de iniciado el evento. Se deben considerar los siguientes aspectos:

- Describir cómo se ha tenido en cuenta en el diseño el LOOP, así como los sistemas de suministro eléctrico interno diseñados para hacer frente al mismo.
- Indicar por cuánto tiempo los mencionados suministros eléctricos internos podrían funcionar sin ningún tipo de apoyo exterior.
- Indicar qué acciones son necesarias y están previstas para prolongar el tiempo de funcionamiento de los equipos de suministro de energía eléctrica interna (por ejemplo rellenado de los tanques de combustible de los generadores diesel, etc.).
- Identificar posibles medidas a adoptar para aumentar la robustez de la planta, tales como modificación de sistemas, modificación de procedimientos, disposiciones organizativas, etc.

A los efectos de clarificar el tema, se deberá indicar cuales son aquellos sistemas, tales como turbinas hidráulicas, bombas (accionadas por motor / turbina, etc.), sistemas con energía almacenada en tanques de aire comprimido, etc, que pueden ser considerados disponibles.

### **I.5.1.2.- Pérdida de los suministros eléctricos externo e interno (SBO)**

Las siguientes dos situaciones deben ser consideradas en estos análisis:

- LOOP + Pérdida de los suministros eléctricos de respaldo;
- LOOP + Pérdida de los suministros eléctricos de respaldo + pérdida de cualquier otro suministro eléctrico alternativo.

Para cada una de estas situaciones el TL debe:

- Proporcionar información sobre las medidas previstas en el diseño para estos escenarios accidentales,
- Proporcionar información sobre la capacidad de las baterías y su duración. Analizar las consecuencias de la pérdida total de las mismas,
- Indicar por cuánto tiempo la central puede soportar un SBO sin ningún apoyo externo antes de que sea inevitable la ocurrencia de daño severo al combustible,
- Indicar las acciones externas previstas para evitar el daño al combustible, considerando:
  - Los equipos ya presentes en el emplazamiento; por ejemplo, equipos de otras unidades,
  - Los equipos disponibles fuera del emplazamiento o centrales eléctricas situadas próximas al mismo (por ejemplo, centrales con turbinas de gas o hidroeléctricas) que puedan ser alineadas a través de una conexión directa asegurada, asumiendo que todas las unidades en el emplazamiento han sido dañadas,
  - El tiempo necesario para poder contar con cada uno de los sistemas anteriores,
  - La disponibilidad de recursos humanos competentes para realizar estas conexiones (considerando su carácter excepcional).
- Identificar las posibles situaciones límite que podrían ocurrir, indicando las medidas adicionales que podrían ser incorporadas para evitar sus efectos o para aumentar la robustez de la planta (modificaciones de sistemas, modificación de procedimientos, disposiciones organizativas, etc.).

### **I.5.2.- Pérdida de los sumideros de calor**

El sumidero final de calor es el medio al cual se transfiere en última instancia el calor residual del reactor. Se debe considerar la pérdida secuencial de los diversos sumideros disponibles para refrigerar el reactor y la piscina de combustible en cualquier circunstancia.

Se debe suponer que se pierde sucesivamente la funcionalidad de los diversos sumideros de calor existentes y que el emplazamiento permanece aislado durante 72 horas respecto de la posibilidad de suministro de material pesado por cualquier medio de transporte, aunque se supone que los equipos portátiles ligeros podrían llegar al emplazamiento pasadas 24 horas desde el inicio del evento.

Al respecto, se debe proporcionar una descripción de las previsiones existentes en el diseño para evitar la pérdida de los distintos sumideros: por ejemplo, tomas diversas de agua en diferentes lugares, etc.

Para dichos escenarios, se deberá:

- Indicar por cuánto tiempo la central podría soportar la situación sin ayuda externa antes que sea inevitable un daño severo al combustible.
- Proporcionar información sobre las previsiones existentes en el diseño y las acciones internas a realizar para cada uno de los mencionados escenarios.
- Indicar las acciones externas previstas para evitar daños en el combustible, considerando:
  - Los equipos presentes en el emplazamiento; por ejemplo, equipos de otra unidad, etc.
  - Los equipos disponibles fuera del emplazamiento, asumiendo que todos los reactores en el sitio han sido igualmente dañados.
  - Los tiempos necesarios para que estos sistemas puedan estar operativos.
  - La disponibilidad de recursos humanos competentes para realizar las acciones necesarias (considerando su carácter excepcional).
- Identificar las posibles situaciones límite que podrían producirse, indicando las medidas adicionales que podrían ser incorporadas para evitar sus efectos o para aumentar la robustez de la planta (modificaciones de sistemas, modificación de procedimientos, disposiciones organizativas, etc.).

### **I.5.3.- Pérdida de los sumideros de calor coincidente con SBO**

Se debe proporcionar la siguiente información:

- Indicar por cuánto tiempo la central puede soportar una pérdida de todos los sumideros de calor coincidente con un SBO, sin ningún apoyo externo, y antes que sea inevitable el daño severo del combustible.
- Proporcionar información sobre las previsiones existentes en el diseño y las acciones internas a realizar para cada uno de los mencionados escenarios.
- Indicar las acciones externas previstas para evitar daños en el combustible, considerando:
  - Los equipos presentes en el emplazamiento; por ejemplo, equipos de otra unidad, etc.
  - Los equipos disponibles fuera del emplazamiento, asumiendo que todos los reactores en el sitio han sido dañados.
  - Los tiempos necesarios para que estos sistemas puedan estar operativos en el sitio.
  - La disponibilidad de recursos humanos competentes para realizar las acciones necesarias (considerando su carácter excepcional).
- Identificar las posibles situaciones límite que podrían producirse, y cuándo estas ocurrirían, indicando las medidas adicionales que podrían ser incorporadas para evitar sus efectos o para aumentar la robustez de la planta (modificaciones de sistemas, modificación de procedimientos, disposiciones organizativas, etc.).

## **I.6.- GESTION DE ACCIDENTES SEVEROS**

Se deben considerar principalmente las medidas de mitigación, incluso si la probabilidad del evento es muy baja. En esta evaluación se deberá asumir determinísticamente que el accidente severo se produce.

### **I.6.1.- Describir las medidas de gestión de accidentes actualmente disponibles para la protección del núcleo en las distintas etapas de un escenario de pérdida de la función de refrigeración del mismo:**

Antes del inicio del daño al combustible en el núcleo del reactor, indicando:

- Si se dispone de medios para tratar de evitar el daño al combustible para secuencias de alta presión en el primario, en el caso de que no se disponga de la capacidad de despresurizar el sistema primario de transporte de calor.
- Las medidas previstas como último recurso para evitar daños en el combustible.
- Luego de la ocurrencia del daño al combustible en el núcleo del reactor.
- Luego del fallo del recipiente del reactor o los tubos de presión.

### **I.6.2.- Describir las medidas de gestión de accidentes y las características de diseño de la planta para la protección de la integridad de la función de confinamiento tras la ocurrencia del daño al combustible:**

- Prevención de la deflagración y detonación de hidrógeno (inertización, recombinadores o ignitores), considerando la capacidad real de venteo de la contención.
- Prevención de sobrepresión en la contención. Si para proteger la integridad de la contención fuera necesario realizar una emisión al exterior, deberá analizarse si esta emisión podría o no ser filtrada. En este caso, se deberán describir los medios disponibles para poder estimar la cantidad de material radiactivo que se emitiría al ambiente.
- Prevención de re-criticidades.
- Prevención de la fusión pasante de la losa (inundación de la contención a diferentes niveles para prevenir el fallo de la vasija o para limitar la interacción del núcleo fundido con el hormigón).
- Necesidad de suministro de corriente alterna, de corriente continua y de gases comprimidos a los equipos necesarios para proteger la integridad de la contención.

### **I.6.3.- Describir las medidas de gestión de accidentes actualmente disponibles para hacer frente a las sucesivas etapas de un escenario de pérdida de la función de refrigeración en las piscinas de almacenamiento de combustible.**

Para ello se deben analizar las medidas:

- Antes y después de perder la adecuada protección contra la radiación (pérdida del blindaje de la columna de agua).
- Antes y después del descubrimiento de la parte superior del combustible.
- Antes y después de la degradación del combustible (oxidación rápida de las vainas con producción de hidrógeno).

#### I.6.4.- Aspectos adicionales

Para todos los casos anteriores (II.6.1, 2 y 3), de corresponder, se debe:

- Identificar cualquier situación límite que se pudiera producir y analizar el tiempo disponible antes de que ésta se alcance.
- Evaluar la adecuación de las medidas de gestión existentes, incluyendo las guías y procedimientos para hacer frente a un accidente severo, y estudiar la posibilidad de adoptar medidas adicionales. En particular, se debe tener en cuenta lo siguiente:
  - La adecuación y disponibilidad de la instrumentación requerida.
  - La habitabilidad y accesibilidad de las áreas esenciales de la planta (sala de control, centros de respuesta de emergencia, controles locales y puntos de muestreo, posibilidades de reparación, etc.).
  - Las potenciales acumulaciones de hidrógeno en otros edificios diferentes de la contención.

También deben ser considerados los siguientes aspectos:

- Organización para gestionar adecuadamente la situación, incluyendo:
  - Dotación de personal, recursos y gestión de turnos.
  - Uso de apoyo técnico externo y lugar desde donde se realiza la gestión del accidente, incluyendo las contingencias por si éste dejara de estar disponible.
  - Procedimientos, capacitación / entrenamiento y ejercicios.
- Posibilidad de utilizar los equipos existentes.
- Previsiones para el uso de equipos móviles. Disponibilidad de los mismos, conectores apropiados para su acoplamiento, tiempo necesario para que estén disponibles en el lugar y en funcionamiento y, accesibilidad al emplazamiento.
- Disponibilidad y gestión de suministros (combustible para generadores diesel, agua, etc.).
- Gestión de las posibles emisiones radiactivas y provisiones para limitarlas.
- Gestión de las posibles dosis a los trabajadores y provisiones para limitarlas.
- Sistemas de comunicación e información (tanto internos como externos).
- Actividades previstas en el largo plazo (para después de ocurrido el accidente).

Las medidas de gestión de accidentes previstas deben ser analizadas teniendo en cuenta que la situación podría provocar:

- La posible destrucción de la infraestructura existente alrededor de la planta, incluyendo las de comunicaciones (lo que dificultaría el apoyo técnico y personal desde el exterior).
- Impedimentos para realizar ciertos trabajos, incluido el impacto en la accesibilidad y la habitabilidad de las salas de control principal y secundaria y de los centros de emergencia / crisis de la planta, debido a las altas tasas de dosis, a la contaminación radiactiva y a la posible destrucción de las instalaciones.
- La necesidad de analizar la factibilidad y efectividad de las medidas de gestión de accidentes en las condiciones de riesgos externos (terremotos, inundaciones, etc.).

- Disponibilidad de suministro de energía.
- Potencial falta de instrumentación.
- Efectos potenciales sobre otras centrales cercanas.

Además, se deberán identificar cuáles serían los escenarios que impedirían o dificultarían el trabajo del personal que opera en la sala de control principal y/o en la secundaria, y en los centros de emergencia y de crisis de la planta, y las medidas que podrían evitar dichos escenarios.

## **I.7. GESTIÓN INTERNA DE LA EMERGENCIA**

A los efectos de cumplir con lo requerido para esta evaluación, se debe informar el estado de situación de los temas contemplados en los puntos siguientes, así como las eventuales medidas que se considere necesario tomar.

### **I.7.1.- Dirección y control**

Se debe verificar la existencia de:

- Los procedimientos vigentes para redistribuir y reubicar en áreas seguras al personal que deba permanecer en la central (incluyendo al personal de operación).
- Los procedimientos referidos a convenios con organizaciones externas y sus protocolos de activación.
- Los planes de evacuación y auxilio del personal.
- Los procedimientos para la preparación y coordinación para la recepción de materiales, equipos y personal adicional. En particular para recibir personal de operación de otras centrales.
- Los recursos de personal profesional necesarios teniendo en cuenta la posible pérdida de personal de operación, por lo que es imprescindible disponer del número mínimo de personas aptas para realizar estas acciones.
- Identificación de organizaciones e instalaciones externas que pudiesen disponer de los conocimientos y recursos adecuados para ayudar a la gestión de la emergencia.
- El procedimiento que contemple la posibilidad de compartir personal en emplazamientos con más de una unidad, así como los recursos necesarios para la gestión del accidente en todas las unidades del emplazamiento.
- Las áreas seguras para almacenar el material y los equipos necesarios para ejecutar el plan de respuesta. Los aspectos más relevantes a considerar en la evaluación incluyen la ubicación de estas instalaciones y la disponibilidad en ellas de los equipos y de los medios necesarios.
- El establecimiento de áreas seguras a resguardo de eventuales incendios y de exposiciones radiológicas.
- El establecimiento de zonas apropiadas, libres de obstáculos, para facilitar la llegada de ayuda exterior mediante vehículos aéreos ligeros (helicópteros).
- El procedimiento y los medios que garanticen la comunicación de la dirección de la emergencia con la sala de control, las áreas seguras, el turno de operación, el equipo de recuperación, el equipo de lucha contra incendios, otras organizaciones externas, la AR, etc.; así como la comunicación entre los diferentes grupos actuantes durante todo

el proceso de mitigación (bomberos; personal de recuperación, operación, organizaciones externas, etc.). En particular se deben considerar los aspectos referidos a la capacitación y entrenamiento de dicho personal.

- El análisis de la disponibilidad y compatibilidad de los equipos de comunicación necesarios, necesidades de equipos de emergencia adicionales, baterías y cargadores de dichos equipos, etc.
- La disponibilidad de suficientes equipos portátiles de extinción de incendios, equipos de ventilación, equipos de respiración autónoma, equipos de protección personal, etc., convenientemente ubicados en lugares diversos y accesibles.
- La planificación y disponibilidad de los equipos de iluminación de emergencia adecuados, que faciliten la realización de las acciones dentro y fuera de los distintos edificios de la planta. Se analizará la capacidad existente para alimentarlos y recargarlos, de manera que se garantice su operación durante tiempos prolongados.
- La disponibilidad de cables, conexiones prefabricadas, adaptadores, mangueras, etc.; necesarios para la actuación de los sistemas de refrigeración y venteo, así como para garantizar la operabilidad de la instrumentación y los elementos críticos necesarios según la estrategia de mitigación.
- La disponibilidad en los sitios necesarios de los planos y los procedimientos aplicables.
- En el análisis se tendrán en cuenta los aspectos relacionados con la protección radiológica del personal actuante, así como el uso de modelos adecuados de dispersión para calcular dichas dosis y tratar de reducirlas al máximo. Se analizará la posibilidad de estimar las dosis en las áreas donde sea necesaria la intervención.

### **I.7.2.- Mitigación del daño al combustible**

Se deben considerar los análisis de las estrategias para mantener o restaurar la refrigeración efectiva del combustible, tanto en el núcleo como en la piscina de almacenamiento de combustible gastado, y para mantener la función de confinamiento del material radiactivo, teniendo en cuenta los recursos de personal necesarios para encarar las acciones de recuperación, la accesibilidad y los medios necesarios para asegurar la comunicación entre los diferentes grupos actuantes, los procedimientos y los equipos necesarios para desarrollar las estrategias previstas, así como el adecuado entrenamiento del personal de la central y del personal de apoyo externo.

La estrategia de mitigación de daño al combustible deberá considerar:

- La revisión y evaluación del alcance de las guías de gestión de accidentes severos.
- El procedimiento de rellenado de los tanques o depósitos de almacenamiento del agua empleada en los sistemas de refrigeración (por ejemplo: tanque de agua de alimentación, tanque de condensado, etc.).
- Los procedimientos de operación manual de sistemas y componentes, incluyendo el uso de bombas accionadas por motor / turbina, etc.; previstas para el caso de no disponer del correspondiente suministro eléctrico.

Para el combustible almacenado en piscina se debe optimizar la refrigeración del agua de la misma para que, en caso de vaciado, se retarde el daño al combustible mediante la adopción de medidas considerando los siguientes criterios:

- Disponibilidad de un suministro alternativo de agua de refrigeración de emergencia.

- Reducción de fugas e implementación de acciones de recuperación.
- Medidas para combatir condiciones radiológicas adversas en el edificio de piscina.

Además, como medida de largo plazo, se debe considerar la posibilidad de:

- Disponer de circulación de aire natural / forzada.
- Optimizar la disposición del combustible gastado en su alojamiento para distribuir adecuadamente la carga térmica.

### **I.7.3.- Reducción de emisiones radiactivas**

En el caso que no resultaran exitosas las acciones contempladas en las guías de accidentes severos (GGAS) ni las medidas especiales de mitigación de daño al combustible, se deberá tratar de minimizar la liberación de material radiactivo al exterior. Para ello, deben tomarse medidas previas al inicio de las emisiones, teniendo en cuenta que una vez que comiencen las mismas, las zonas próximas podrían quedar inaccesibles debido a los niveles de radiación existentes. A tal efecto se debe:

- Analizar la disponibilidad de un adecuado suministro de agua para usarla del modo más conveniente.
- Detallar la capacidad de utilización de los equipos de extinción de incendios (agua y espuma) para el “lavado” de las posibles emisiones radiactivas.
- Para el caso de “lavados” prolongados en el tiempo u otras acciones que pudieran producir importantes derrames de líquidos, se debe analizar la disponibilidad de depósitos transitorios para almacenar de manera controlada importantes volúmenes de agua radiactiva; bolsas de arena para facilitar la construcción de diques transitorios o materiales estabilizadores para controlar y retener el caudal del agua utilizada, etc.
- Considerar la posibilidad de utilizar compuestos que retengan o absorban las eventuales partículas radiactivas presentes, a los efectos de facilitar las posteriores tareas de lavado y descontaminación, así como la depuración de aerosoles.

Para cada uno de los puntos anteriores se deberá indicar su interrelación con los siguientes aspectos (indicados en II.7.4, II.7.5 y II.7.6):

### **I.7.4.- Revisión de procedimientos**

- Reevaluar el alcance de los procedimientos vigentes aplicables a la estrategia de manejo de emergencias, incluyendo la lucha contra incendios y las correspondientes acciones de recuperación.
- Analizar las interferencias entre los componentes de seguridad física y la necesaria movilidad y facilidad de acceso durante situaciones de emergencia.

### **I.7.5.- Entrenamiento del personal**

La adecuada formación y entrenamiento del personal de la central y del personal de apoyo externo constituye un elemento básico de la estrategia de mitigación. Al respecto el TL debe verificar que se dispone de:

- La programación de ejercicios y prácticas.
- El programa de familiarización con la central.

- Los ejercicios coordinados entre organizaciones externas y, personal de operación, mantenimiento, recuperación, etc.
- El entrenamiento conjunto con organizaciones externas (protocolos de ayuda).
- El procedimiento de uso de equipos y materiales especiales.
- El programa de entrenamiento del personal compartido en el caso de emplazamientos con más de una unidad.
- En caso de corresponder, el programa de entrenamiento del personal perteneciente a organizaciones externas a la planta o de otras plantas similares.
- El programa de entrenamiento en el acoplamiento de equipos e instrumentación a suministros eléctricos y de agua alternativos, así como de actuación de dispositivos en situaciones críticas o degradadas.
- El programa de entrenamiento en el uso de dispositivos, accesorios y vestimenta especial.

#### **I.7.6.- Equipos**

Se debe informar si:

- Se dispone de los conectores apropiados para el acoplamiento de los equipos auxiliares necesarios (por ejemplo, suministros eléctricos, de agua o de aire alternativos) así como de los procedimientos necesarios para su alineamiento efectivo.
- Se tiene en cuenta la capacidad de suministro eléctrico y de refrigeración requerida para mantener las funciones de seguridad de la planta, así como la disponibilidad de equipos y componentes alineados para interconectar fácilmente con los diversos suministros de electricidad y circuitos de refrigeración auxiliares, así como para alimentar la instrumentación y los distintos dispositivos requeridos.
- Se consideró el posible impacto en otras áreas esenciales de la central (sala de control, recintos de alojamiento de interruptores, cables, relés, etc.) que puedan provocar la pérdida del suministro eléctrico.
- Los equipos auxiliares de recuperación están disponibles en áreas diversas y seguras.
- Todos los equipos de la estrategia de mitigación están sometidos a un adecuado programa de mantenimiento, prueba e inspección.

## **GLOSARIO:**

APS:	Análisis Probabilístico de Seguridad
AR:	Autoridades Regulatorias
CA:	Corriente Alterna
CSN:	Consejo de Seguridad Nuclear de España
CTE:	Comité Técnico Ejecutivo del FORO
DBE:	Terremoto Base de Diseño (Design Basis Earthquake)
ENSREG:	Grupo Regulatorio Europeo de Seguridad Nuclear (European Nuclear Safety Regulatory Group)
ESC:	Estructuras, Sistemas y Componentes
FORO:	FORO Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares
Fukushima:	Central Nuclear de Fukushima Daii-chi (Japón)
GGAS:	Guías de Gestión de Accidentes severos
LOOP:	Pérdida de suministro eléctrico externo (Loss of Off Site Power)
SBO:	Pérdida total de los suministros eléctricos de CA (Station Black-Out)
TL:	Titulares de las Licencias de Operación de las centrales nucleares
WENRA:	Asociación de Reguladores Nucleares de Europa Occidental (Western European Nuclear Regulators Association)

**EVALUACIÓN DE RESISTENCIA DE LAS CENTRALES  
NUCLEARES EN LOS PAÍSES MIEMBROS DEL FORO**

**INFORME DE LA REVISIÓN CRUZADA REALIZADA AL  
INFORME DE EVALUACIÓN DE RESISTENCIA DE LAS  
CENTRALES ARGENTINAS**

**ANEXO II**

## CONTENIDO

<b>1.</b>	<b>Introducción</b>	<b>2</b>
1.2	Objetivos de la revisión cruzada	2
1.3	Objetivo del presente informe	2
<b>2.</b>	<b>Calidad del Informe de la ARN</b>	<b>4</b>
<b>3</b>	<b>Usos de los APS en el proceso de evaluación de resistencia</b>	<b>4</b>
<b>4</b>	<b>Terremotos / Inundaciones / Descensos /Otros Eventos Externos</b>	<b>5</b>
<b>4.1</b>	Terremotos	<b>5</b>
<b>4.2</b>	Inundaciones / Bajantes / Otros eventos externos	<b>7</b>
<b>5</b>	<b>Pérdida de funciones de seguridad</b>	<b>7</b>
5.1	Pérdida de suministro eléctrico	8
5.1.1	Pérdida del suministro eléctrico externo (LOOP)	8
5.1.2	Pérdida del suministro eléctrico externo e interno (SBO), SBO con pérdida de sumidero de calor	8
<b>6</b>	<b>Gestión de los Accidentes Severos</b>	<b>9</b>
<b>7</b>	<b>Gestión de las Emergencias</b>	<b>9</b>
<b>8.</b>	<b>Conclusiones</b>	<b>10</b>

## 1. Introducción

Los países miembros del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (en adelante FORO) han acordado realizar la actividad de “Evaluación de Resistencia de las Centrales Nucleares”. En cumplimiento de este acuerdo, durante la semana del 26 al 30 de septiembre de 2011 se sostuvo en Madrid la primera reunión del grupo técnico encargado de llevar a cabo esta actividad. El objetivo de esta primera reunión era el definir el contenido y el alcance de la mencionada evaluación.

### 1.1 Objetivos de la Revisión Cruzada

En el documento de la reunión de Madrid se recoge también el acuerdo de realizar, entre todos los miembros del FORO, una “revisión cruzada” (*Peer Review*) de los resultados del informe de cada regulador. Esta revisión se realizará durante la reunión prevista para los días 18 al 23 de junio de 2012 en Buenos Aires. A esta reunión está previsto que asistan, además de representantes de los organismos reguladores de países con centrales nucleares, aquellos otros miembros del FORO que deseen participar en esta actividad.

Para facilitar la realización de esta tarea durante el período de tiempo disponible, se ha previsto el desarrollo de una revisión preliminar que efectuará el organismo regulador de un país al informe presentado por otro país participante (ver tabla). Las conclusiones de estas revisiones preliminares serán presentadas en la reunión de Buenos Aires para ser discutidas y acordadas por el conjunto de los asistentes a la reunión.

<b>ORGANISMO REVISOR</b>	<b>INFORME REVISADO</b>
CSN (España)	México
CNSNS (México)	Brasil
CNEN (Brasil)	Argentina
ARN (Argentina)	España

### 1.2 Objetivo del presente informe

El objetivo de este informe de revisión cruzada Brasil – Argentina es presentar los resultados de la revisión realizada al informe Argentino por la CNEN al Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO).

Para la revisión se tuvo en cuenta el criterio acordado por los países participantes del FORO que se presentan en el Anexo I de este informe. En el Anexo II se presentan algunas de las preguntas surgidas de la revisión cruzada preliminar.

En general, la revisión cruzada preliminar pudo verificar el cumplimiento de los lineamientos básicos establecidos para las evaluaciones de resistencia, tanto en los informes de las centrales nucleares argentinas como en el organismo regulador, permitiendo concluir que las mismas

son consistentes con el alcance y las especificaciones establecidas en el documento de definición de la Evaluación de Resistencia consensuado entre los países miembros del FORO. Asimismo, se pudieron verificar fortalezas en cuanto a la utilización de normas e instructivos en forma rutinaria, que avalan las evaluaciones realizadas y se infiere que, en líneas generales, las centrales nucleares argentinas son robustas para afrontar los desafíos impuestos por los accidentes considerados y que resultarán fortalecidas en la medida en que se vayan completando los análisis complementarios y las mejoras surgidas de la evaluación de resistencia.

Se debe destacar que el informe incluye las actividades a desarrollarse, como continuación de las pruebas de resistencia, en cuanto a la implementación de las mejoras propuestas, las cuales se han incorporado al esquema regulatorio argentino, para su efectiva concreción.

En la revisión cruzada preliminar, se resaltan los aspectos más relevantes/observaciones, se identifican Buenas Prácticas y se proponen Sugerencias y Recomendaciones.

## 2. **Calidad del Informe de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) (Cumplimiento con las especificaciones del FORO para la Evaluación de Resistencia) (Alcance y nivel de detalle).**

En relación al evento ocurrido en la central japonesa de Fukushima la ARN emitió el requerimiento, RQ-NASA-38, a la empresa Nucleoeléctrica Argentina S. A. (NA-SA), Titular de las Licencias de las Centrales Nucleares Atucha I (CNAI), Atucha II (CNAII) en etapa de realización de las pruebas pre-operacionales, y Embalse (CNE), cuyo objetivo final es una Evaluación Integral de la Seguridad (Stress Test) de las centrales Nucleares argentinas.

El Informe de la ARN está basado en los informes presentados por NA-SA. El informe de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) presentado al FORO es consistente con el alcance propuesto en el documento de especificaciones de la Evaluaciones de Resistencias establecido por el FORO. La información presentada tiene un nivel de detalle que permite una visión general de las instalaciones nucleares, sus principales sistemas, así como de las evaluaciones realizadas o en curso.

## 3 **Usos de los APS en el proceso de evaluación de resistencia**

En el informe presentado por la ARN en relación con este ítem se comentan las diferentes aplicaciones de los diversos Análisis Probabilísticos de Seguridad (APS) existentes en las centrales Argentinas y también sus relaciones con la Evaluación de Resistencia.

- Buenas prácticas:
  - Todas las instalaciones tienen un APS desarrollado según requerimiento de la ARN;
  - El desarrollo de una versión preliminar de los APS Niveles 1, 2 y 3 para CNAII.
  - Algunos APS abarcan diversos modos operacionales, tales como: Baja potencia y parada;

- Algunas plantas tienen APS específico para incendio;
  - Algunas APS abarcan otras fuentes radioactivas;
  - Los APS son utilizados en la identificación de la importancia de las Estructuras, Sistemas y Componentes (ESC) para la parada segura de las instalaciones frente a los accidentes de interés.
  - La utilización de los APS en el programa de margen sísmico en la CNAI;
  - La utilización de los APS en la evaluación de los cambios de diseño de las ESC;
  - La utilización de los APS en el programa de Extensión de Vida Útil de la CNE.
- Sugerencias:
    - Uniformizar el alcance de los APS cumpliendo con la normativa argentina;
    - Ampliar los estudios existentes incluyendo los eventos externos combinados o consecuentes, principalmente en los sitios con características que permitan presumir tales eventos.

#### **4 Terremotos / Inundaciones / Descensos /Otros Eventos Externos**

En relación al tema 1, el Informe de la ARN discute y analiza los siguientes fenómenos naturales o condiciones meteorológicas extremas – terremotos, inundaciones, descensos extremos del nivel del sumidero de calor (bajantes) y otros eventos naturales, tales como: tornados, cargas eólicas; descargas atmosféricas (rayos) y lluvias intensas.

##### **4.1 Terremotos**

En el apartado 4.1.1 del Informe de la ARN se presenta una discusión sobre la evolución de la aplicación de la metodología para la evaluación sísmica y de los criterios adoptados. Además, se presentan los estudios desarrollados con el objetivo de ejecutar una caracterización sísmológica de las regiones donde están ubicados los dos sitios Argentinos.

##### **4.1.1 Terremotos para los que se diseñaron las centrales nucleares argentinas.**

La protección contra terremotos está basada en la normativa de la ARN, basadas y complementadas con las recomendaciones del OIEA y de los países de origen de las tecnologías.

En el informe de la ARN, específicamente en el apartado sobre terremotos, se hace una extensa discusión sobre como los criterios adoptados han sido incrementados con el tiempo. Inicialmente, los criterios se derivaron a partir del uso de la metodología determinística y posteriormente fueron incrementados con la complementación de la metodología probabilística.

La adopción del sismo base de diseño (DBE, *Design Basis Earthquake*) es parte integrante de la base de diseño en la argentina. La mayor parte de las ESC necesarias para la ejecución y para el soporte de las funciones de seguridad fueron clasificadas y diseñadas para el DBE.

Las centrales argentinas no poseen APS sísmico, sin embargo las reevaluaciones sísmicas en curso, se ha empleado la metodología Análisis Probabilístico de la Amenaza Sísmica (PSHA).

De acuerdo con el observado en el Informe de la ARN, solamente la CNE ubicada en una zona de sismicidad media tiene implementado el sismo base de operación (OBE, *Operating Basis Earthquake*), en consecuencia fue instalado un sistema de monitoreo sísmico (SMS). Este SMS consiste básicamente en un conjunto de equipamientos que permite a la planta detectar y manejar un evento sísmico mayor al OBE.

- Buenas Prácticas:
  - La adecuación de los criterios en relación al estado de la arte y la secuencia de estudios que fueron realizados para determinación de las curvas de amenaza y las actualizaciones de las características sismológicas de los sitios.
  - Evaluación independiente realizada por la ARN del sitio de Atucha.
  - La realización de una nueva evaluación sísmica del sitio de la CNE, con la elaboración de la curvas de PSHA y UHS, así como los espectros de piso (FRS) para los edificios del Reactor y recintos auxiliares en los demás edificios involucrados en el proyecto de extensión de vida.

#### **4.1.2 – Previsiones para proteger la planta del DBE**

El informe comenta que las provisiones para proteger algunas de las plantas contra el DBE están dadas por un lado, en el diseño de las estructuras, sistemas y componentes, los planes de mantenimiento, la calificación sísmica, etc. y por el otro, dependen de la finalización de los estudios en desarrollo.

- Sugerencia:
  - Aclarar el significado de la frase “*gracias a los criterios que se aplicaron en el diseño y a la robustez de las estructuras, sistemas y componentes (ESC) típicos de una central nuclear, se considera que existe una capacidad intrínseca de resistir eventos sísmico de cierto nivel*”.

#### **4.1.3 – Evaluación de los márgenes**

Con el objetivo de determinar la capacidad sísmica (HPLPF, *High Confidence of Low Probability of Failure*) de las plantas argentinas, se empleará la metodología de margen sísmico (SMA, *Seismic Margin Assessment*) en las evaluaciones de los márgenes de centrales, basada en los documentos EPRI y los estándares de la US NRC. Con este propósito fue establecido un terremoto base de revisión (RLE, *Review Level Earthquake*), para los caso de la CNAI y CNAII fue de 0,1g y 0,39g para la CNE.

- Buenas Práctica:
  - Gabinetes eléctricos e I&C en pisos elevados: se implementará un anclaje a la losa de los pisos inferiores y/o superiores reforzados en dos direcciones horizontales.

- Baterías: se instalarán restricciones adicionales a los racks para evitar que se deslicen.
- Paneles de la sala de control: se reforzarán los paneles por arriba a la pared de concreto posterior.
- Generadores diesel de emergencia: se construirá una pared baja de concreto alrededor del foso para prevenir el daño por inundación a los generadores diesel.
- Provisión de un generador diesel móvil (GDM) auxiliar.
- Implementación de un sistema adicional de relleno de agua a las piletas de almacenamiento de elementos combustibles desde un reservorio alternativo (tomas de agua desde napa subterránea; tanques existentes, etc.) y con suministro eléctrico desde GDM.
- Inundación de la cavidad del reactor.
- Actualización del sistema de suministro eléctrico de emergencia (EPS).
- Actualización del sistema de suministro de agua de emergencia (EWS).
- Incorporación de recombinaidores autocatalíticos pasivos (PARs) en el edificio del reactor.
- Incorporación de una línea de reposición de agua desde del edificio del reactor hacia la bóveda de la calandria.

## **4.2 Inundaciones / Bajantes / Otros eventos externos**

- Buenas Práctica:
  - La existencia de procedimientos relativos a la vigilancia del nivel del Río (Bajantes / Inundaciones). Estas medidas establecen la medición y el registro diario de los niveles del Río y este valor está incluido en el sistema de control de parámetros “on-line” de la planta. Además, están previstas distintas acciones operativas que se deben implementar en función dicho nivel.
  - Estrategia de reposición de inventario a los GV.
  - Implementación de un GDM.
  - Instalación de una cuarta bomba en la Casa de Bombas de la CNAII, que fue diseñada para hacer frente a inundaciones y bajantes más extremas.
  - Se han analizado satisfactoriamente los escenarios relativos a tornados, cargas eólicas; descargas atmosféricas (rayos) y lluvias intensas.
  - Actualización de los estudios hidrológicos e hidráulicos para los sitios de Atucha y Embalse o finalizar los que ya se han iniciado, con el objetivo de complementarlos y actualizarlos, y efectuar una prospección considerando posibles escenarios futuros.
  - Actualización de los estudios de re-evaluación del riesgo de tornados para los sitios de Atucha y Embalse.

## **5 Pérdida de funciones de seguridad**

Se presentan las acciones para demostrar la capacidad de los sistemas de seguridad de las instalaciones nucleares, para cumplir con las funciones de prevención y mitigación frente a los escenarios pérdida de las funciones de seguridad. Se evaluó específicamente la respuesta esperada de los sistemas de seguridad frente a condiciones de pérdidas sucesivas de los suministros eléctricos y los sumideros de calor.

### **5.1 Pérdida de suministro eléctrico**

Se presentan en el Informe un resumen detallado de los sistemas de suministro eléctrico de corriente alterna, incluyendo las redes de distribución y las fuentes disponibles, tanto exteriores como interiores, para las centrales argentinas.

En conformidad con el alcance establecido en el documento del FORO, el informe describe adecuadamente las secuencias postuladas para los eventos de pérdida de la alimentación eléctrica exterior (LOOP), interna (SBO) y de emergencia. Describiendo los tiempos disponibles para poder tomar acciones, así como los procedimientos de actuación aplicables. En el informe se incluyen, también, otros parámetros necesarios para la completa evaluación, tales como, la duración estimada de baterías y el análisis de las consecuencias del agotamiento de las mismas.

Las descripciones presentadas tuvieron en cuenta las características previstas por el diseño actual de las instalaciones. Por otro lado, los resultados determinísticos disponibles fueron aplicados para verificar el desempeño de los sistemas de seguridad, como respuesta a los eventos postulados.

#### **5.1.1 – Pérdida del suministro eléctrico externo (LOOP)**

La Pérdida de suministro eléctrico externo (LOOP) ha sido considerada como un evento base de diseño (DBA) y el transitorio consecuente ha sido analizado en el estudio de APS. En el mencionado análisis se evaluó el comportamiento de la planta ante la hipótesis de la pérdida de las tres alternativas correspondientes a las redes externas, y la falla de la generación propia.

- Buenas Práctica:
  - Restablecimiento de suministro eléctrico externo.
  - Revisión y mejora de los procedimientos de emergencia.
  - Interconexión Eléctrica CNA I - CNA II entre Barras Normales.
  - Nuevo Suministro Eléctrico de Emergencia (EPS).
  - Revisión de procedimientos para extender el uso de los GD utilizando los tanques adicionales de combustible.
  - Análisis de la disponibilidad de las líneas de alimentación eléctrica externas.
  - Conexión GDM y de las bombas alternativas para disipar el calor residual.

- Implementación de conectar con CNA II uno de los tres nuevos GD de CNA I.

### **5.1.2 – Pérdida del suministro eléctrico externo e interno (SBO), SBO con pérdida de sumidero de calor**

Considerando la pérdida de todas las alternativas de suministro externo, la pérdida de los suministros eléctricos de respaldo y la pérdida de cualquier suministro eléctrico alternativo, se tendrá como única fuente de energía eléctrica disponible a las baterías (SBO). En el informe se discute también las secuencias de la coincidencia de la pérdida del sumidero de calor.

- Buenas Prácticas:
  - Se modificó la instrucción “Operación en Perturbaciones y Accidentes” para incluir en ella el control de parámetros críticos de las piletas de elementos combustibles (EC) irradiados, entre los que se incluyen la temperatura y el nivel en las mismas.
  - Se modificó la instrucción “Operación en Perturbaciones y Accidentes” para incluir en ella el control de parámetros críticos de las piletas de elementos combustibles (EC) irradiados, entre los que se incluyen la temperatura y el nivel en las mismas.
  - Implementación de la estrategia de rampa de enfriamiento desde el secundario de los GV, juntamente con la implementación de la utilización de un GDM.
  - La estrategia de incluir el sistema GDM y las facilidades de suministro adicional de agua se empleará para la reposición de agua a largo plazo, en caso de eventos más allá de la base de diseño.
  - La estrategia del GDM y el suministro de agua alternativo también se utilizaría para la reposición del agua en las piletas de EC gastados.
  - Implementación de una bomba independiente para extraer el agua desde la napa para alimentar las piletas de almacenamiento de elementos combustibles irradiados, con la facilidad de conectar la bomba manualmente a un diesel móvil auxiliar de emergencia (GDM).
- Sugerencia:
  - Finalizar la evaluación sobre la integridad de los EC en proceso de gestión o de recambio, dentro de la MR, y en las condiciones postuladas para este evento de SBO y Evaluar la posibilidad de la alimentación eléctrica de la MR desde el GDM.
  - Implementar la propuesta de estrategia desarrollada en el marco del Programa de Gestión de Accidentes Severos (PGAS) para la situación de SBO, en la CNAI.

## **6 Gestión de los Accidentes Severos**

La revisión cruzada preliminar identificó que las acciones de mitigación previstas para evitar la liberación de grandes cantidades de material radiactivo, en caso de daño severo en el reactor y en las piletas de almacenamiento de combustible gastado, han sido tratadas adecuadamente.

- Buenas Práctica:
  - Los códigos utilizados en los cálculos de acuerdo con las buenas prácticas (MELCOR, RELAP, etc.).
  - La utilización, en algunos casos, de modelos simplificados que permitieron realizar estudios de sensibilidad del comportamiento de la planta ante la variación de parámetros.
  - El desarrollo de las guías específicas para accidentes severos ha sido basado en los requisitos nacionales y en los requisitos de los países de origen de las tecnologías (Alemania y Canadá).
- Sugerencia:
  - Aclarar en el documento el uso que se le dio a las simplificaciones en las simulaciones con el MELCOR o referenciarla.

## **7 Gestión de las Emergencias**

En el informe se destaca que la prevención de accidentes en las instalaciones nucleares es parte integrante de las funciones del regulador. Los criterios que deben ser adoptados por el Licenciario han sido establecidos en el documento "Criterios para la intervención en emergencias nucleares con consecuencias radiológicas fuera de las instalaciones". Se ha requerido su cumplimiento a la CNA I y a la CNE y debe aplicarse a la CNA II, en la etapa final de su construcción.

Con el fin de dar cumplimiento a lo establecido en la Ley N° 24.804 y el Decreto N° 1.390, la ARN creó el Sistema de Respuesta a Emergencias Nucleares (SIEN) por medio de la Resolución N° 25 de noviembre de 1999. El SIEN es el sistema empleado por la ARN para responder en casos de emergencias nucleares y coordina a las organizaciones nacionales, provinciales y locales de respuesta (Dirección Nacional de Protección Civil, Defensa Civil Provincial y Defensa Civil Local de cada municipio dentro de un radio de 10 kilómetros alrededor de las centrales nucleares) para gestionar con eficacia las situaciones de emergencia nuclear en las etapas de preparación, intervención y recuperación.

- Buenas Práctica:
  - Planificación y realización de ejercicios de emergencia extendidos en el tiempo.
  - Se ha requerido a las centrales nucleares la revisión del término fuente de sus reactores, con el fin de actualizar la implementación de escenarios precalculados con consecuencias radiológicas, para distintos tipos de accidentes severos.
  - Se ha implementado una red de monitoreo ambiental alrededor de las centrales nucleares, compuesta por estaciones meteorológicas y radiológicas, tanto

portátiles como fijas; con el propósito de contar con información en tiempo real que facilite una respuesta eficaz en situaciones accidentales.

## **8 Conclusiones**

El Informe de la ARN se ha basado en los informes presentados por la empresa Nucleoeléctrica Argentina S.A., Titular de las Licencias de las Centrales Nucleares Atucha I (CNAI), Atucha II (CNAII, en etapa de realización de las pruebas pre-operacionales) y Embalse (CNE).

El informe de la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) presentado al FORO es consistente con el alcance propuesto en el documento de especificaciones de la Evaluaciones de Resistencias establecido por el FORO.

**EVALUACIÓN DE RESISTENCIA DE LAS CENTRALES  
NUCLEARES EN LOS PAÍSES MIEMBROS DEL FORO**

**INFORME DE LA REVISIÓN CRUZADA REALIZADA AL  
INFORME DE EVALUACIÓN DE RESISTENCIA DE LAS  
CENTRALES NUCLEARES DE BRASIL**

**ANEXO III**

**INFORME DE REVISIÓN DEL FORO  
AL  
INFORME DE EVALUACIÓN DE RESISTENCIA REALIZADA POR LAS  
CENTRALES NUCLEARES DE BRASIL**

**1. RESUMEN**

La revisión cruzada ha verificado el cumplimiento de las especificaciones establecidas por el Foro Iberoamericano para las evaluación de las pruebas de resistencia del informe presentado por la CNEN permitiendo concluir que las mismas son consistentes con el alcance y el contenido del documento especificaciones de la Evaluación de Resistencia de las Centrales Nucleares de los países miembros del Foro Iberoamericano.

Tabla 1 Alcance de la Evaluación de Resistencia de la CNAAA

Reevaluación de las Bases de Diseño para los Eventos Externos	Reevaluación de los Recursos para el Control de los Accidentes más Allá de	Definición de los Recursos Externos Adicionales para la Mitigación de los	Reevaluación de las Condiciones del Plan de Emergencia
Amenaza Sísmica	Enfriamiento del Reactor	Medios de Transporte y Accesos para la Movilidad de las Personas, Equipos e Materiales	Escenarios de liberaciones para el cálculo de dosis y de límites para evacuación
Estabilidad de los Taludes (Laderas)	Integridad de la Contención	Equipos Móviles para el Suministro de Energía Eléctrica	Medios Alternativos de Evacuación
Movimientos del Mar	Suministro Local de Energía Eléctrica	Equipos Móviles para el Suministro de Agua	Condiciones de la Ruta
Lluvias Intensas (Flooding)	Instrumentación Pos-Accidente	Equipos Móviles para el Suministro de Agua	Condiciones de los Medios de Transporte
Vientos Fuertes (tornados, Huracanes etc.)	Resfriamiento das Piscinas de Combustível	Equipos e Insumos Diversos	Disponibilidad de Refúgios
	Procedimentos e Treinamento de Pessoal		

Se pudo verificar el cumplimiento de las unidades de la Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA) con el diseño original en base a la normativa utilizada y la fortaleza de las mismas para afrontar los eventos naturales extremos considerados como iniciadores de accidentes y que resultaran aún más reforzadas en la medida en que se vayan concluyendo los análisis complementarios y las mejoras surgidas de la Evaluación de las pruebas de Resistencia.

Se debe destacar que el informe incluye las actividades a desarrollar, como continuación de las pruebas de resistencia, en cuanto a la implantación de las mejoras propuestas.

En la revisión cruzada preliminar, se resaltan los aspectos más relevantes, se identifican Buenas Prácticas y se proponen Sugerencias y Recomendaciones.

## **2. ASPECTOS GENERALES**

### **2.1 USO DE LOS APS**

El informe presentado por la CNEN demuestra las fortalezas y oportunidades de mejora de la CNAAA y del sistema regulatorio brasileño en cuanto al uso de los APS y para soportar los retos que se consideran después del accidente de Fukushima.

CNAAA dispone de APS actualizados de nivel 1+, y por requerimiento del organismo regulador se encuentra en el proceso de elaboración el APS de inundaciones internas, incendios y parada. Los resultados de estos análisis son utilizados como soporte de la regulación informada por el riesgo que lleva a cabo la CNEN. Aspectos a destacar por parte del titular son la Regla de Mantenimiento para CNAAA 1 y en proceso para CNAAA 2, adicionalmente el Monitor de Riesgo para CNAAA 2, como herramienta de apoyo a la toma de decisiones.

## **3. EVENTOS EXTERNOS**

Las unidades de la CNAAA han sido diseñadas para resistir las amenazas naturales externas, tales como los vientos extremos, la lluvia intensa y deslizamientos de los taludes. Además, las inundaciones y los terremotos han tenido en cuenta en función del riesgo específico del sitio. Para las inundaciones y terremotos fueron empleados la normativa del país de origen de la tecnología (la normativa norteamericana y alemana), mientras que el diseño frente a otros peligros naturales se basa en las normas pertinentes.

### **3.1 Terremotos**

Las unidades fueron diseñadas para garantizar la parada segura del reactor en las condiciones de un evento sísmico que produzcan aceleraciones hasta 0,1g en la superficie de la roca (de acuerdo con los criterios adoptados del país de origen). La mayor aceleración registrada en el sitio de la CNAAA fue 0,07g (< 2% de la aceleración de diseño).

#### **Buena práctica:**

Solicitud de actualización en el 2005 de la base de datos geológicos y sismológicos en la zona del sitio.

### **3.2 Inundación**

Las unidades están diseñadas para soportar inundaciones de acuerdo con los análisis específicos del sitio. Para el caso de la CNAAA 3, en construcción, el Titular empezó una re-evaluación de los estudios anteriores basado en la actualización de la normativa alemana KTA 2207 – Flood Protección For Nuclear Power Plants (2004). En este caso fue considerado como criterio de diseño para el proyecto del sistema de drenaje pluvial, una lluvia intensa con un tiempo de recurrencia de 10.000 años.

### **3.3 Deslizamiento de Taludes (Laderas)**

En la región de la CNAAA y a lo largo de la Sierra del Mar, las laderas son muy escarpadas y la cumbre rocosa es recubierta por suelos residuales. Estas características unidas a la alta precipitación disparan los procesos de deslizamientos del suelo y la caída de bloques rocosos típicos de la zona. En la actualidad se ejecutan obras de refuerzos de los taludes y la implementación de sistemas adicionales de drenaje superficial.

#### **Buena práctica:**

Ejecución de obras de refuerzo de los taludes.

## **2. PERDIDA DE LAS FUNCIONES DE SEGURIDAD**

### **2.1. Pérdida del suministro de Energía eléctrica**

El sitio de la CNAAA está conectado a la red externa de energía eléctrica mediante dos líneas de alimentación independientes de 500 kV y 138 kV.

El sistema suministro de energía eléctrica de emergencia de CNAAA 1 tiene un conjunto de 4 Generadores Diesel de Emergencia del 100% siendo 2 principales y 2 de reserva.

El sistema de suministro de energía eléctrica de emergencia de CNAAA 2 tiene un conjunto de 8 Generadores Diesel de Emergencia del 50% siendo 2 principales y 2 de reserva con una autonomía y volumen disponible para más de 10 horas de funcionamiento.

### **2.2 -Recursos adicionales para mejorar la robustez de las unidades de la CNAAA**

Adquisición de Generadores diesel móviles, en 4,16 kV para el accionamiento de los sistemas de extracción de calor residual y de una bomba de alimentación del Sistema de Control Químico y Volumétrico, con capacidad estimada de 1.800.kVA;

Adquisición de un Grupo Generador portátiles, en 480V, para la recarga de las baterías, para el accionamiento de un compresor de pequeña dimensión y para el accionamiento de la Bomba de Desplazamiento Positivo del Sistema de Control Químico y Volumétrico, con capacidad estimada de 250 kVA; adquisición de 2 bombas portátiles accionadas por un motor diesel, dimensionadas para 20kg/s y 20 m de altura manométrica, para el llenado de las piscinas con agua del mar.

## **3. GESTIÓN DE ACCIDENTES SEVEROS**

Los procedimientos y guías de gestión de accidentes severos están en implementación en CNAAA1 de acuerdo con las guías de Westinghouse Owners Group y o en desarrollo en CNAAA2 por Areva.

### **3.1 Algunas mejoras identificadas fueron:**

La implementación sistemática de entrenamiento de la CNAAA1 en la utilización de los SAMGs fue uno de las mejoras adicionales identificadas. Esta iniciativa es parte del Plan de respuesta al accidente de Fukushima y tiene fecha prevista de culminación para finales del 2012.

La implantación de los sistemas y equipos para la protección de la integridad de la contención de la CNAAA1, también es parte del Plan de respuesta al accidente de Fukushima.

- Implantación de los recombinadores catalíticos de H<sub>2</sub>;
- Implantación del alivio filtrado de la contención; y
- Instalación de un sistema de monitoreo de la contención para las condiciones de accidentes más allá de la base de diseño.
- Implantación de filtro de la sala de control
- Extensión de la instrumentación para las condiciones después del accidente.

Buena práctica:

- Se realizaron procedimientos para la gestión de accidentes severos (SAMG) tal como: Inyección de agua en los generadores del vapor; Despresurización del SRR; Inyección de agua en el SRR; Inyección de agua en la contención; Reducción del lanzamiento de productos de Fisión; Control de las condiciones ambiente de la contención;

- La implementación de la metodología de entrenamiento de la CNAAAA1 en la utilización de los SAMGs;
- Los cálculos con código del análisis de accidentes severos MELCOR, para el establecimiento de las estrategias, están en marcha. También se inició un estudio de los sistemas y componentes de la planta que se ven menos afectados por las condiciones ambientales generadas por el accidente, con la posibilidad de uso en su gestión.

#### 4. Gestión de la condiciones de Emergencia

La Coordinación general de la Emergencia es ejecutada por el Sistema de Protección al Programa Nuclear Brasileño (SIPRON).

El Plan de Emergencia Externo (PEE), bajo la responsabilidad de la Defensa Civil del Estado de Rio de Janeiro, incluye las acciones de respuesta fuera del Área de Propiedad de la empresa(APE).

En el Plan para una Situación de una Emergencia (PSE) están definidas las acciones generales que deben ser desarrolladas durante una emergencia nuclear. En la ocurrencia de una emergencia en la CNAAAA las acciones específicas del Regulador están descritas en el Plan de Emergencia Sectorial para Reactores de Potencia (PESRPOT).

El Plan de Emergencia Local (PEL), bajo la responsabilidad de la Electronuclear, comprende las acciones de respuesta en el área de propiedad de la Electronuclear (APE) la cual incluye el sitio de las unidades y áreas de propiedad adyacentes.

En el PEE, PSE-CNEN y PEL establecen la interrelación con todos los organismos municipales, estatales, federales y privados que actuarán en una emergencia nuclear. Todos estos órganos tienen planos de emergencia específicos que son los Planos de Emergencia Complementares (PEC) y siguen las directrices del PEE.

La coordinación de la respuesta una emergencia nuclear es ejecutada por Defensa Civil del Estado.

Entrenamiento:

El sistema de notificación de la población por sirenas es probado diariamente en el módulo silencioso y mensualmente con actuación de señal sonoro y de voz.

Diversos ejercicios de comunicación son también efectuados durante el año donde participan los órganos de respuesta a la emergencia nuclear.

En los años pares se realizan ejercicios de emergencia parcial y en los años impares se realizan simulacros generales con la participación de todos los órganos involucrados en la respuesta a la emergencia

##### 4.1 Mejoras Tras Fukushima:

Mejora de la comunicación entre los diversos Centros de Emergencia involucrados; mejora de la protección contra la exposición radiológica.

Construcción de atracaderos para viabilizar diversas rutas de evacuación por el mar;

Establecimiento de rutas para apoyar la evacuación de la localidad donde viven las personas que trabajan en la CNAAA, en caso de interrupción de la ruta BR 101 cerca de la localidad;

Posibles modificaciones de procedimientos resultantes de las recomendaciones del guía de protección radiológica en situaciones de accidente severo, en desarrollo por el grupo ISOE/NEA/OECD/IAEA.

En ejercicio de simulacro de 2011 fueron introducidas diversas mejoras como: distribución de pastillas de yodo, duración del ejercicios hasta 32 horas, implementación de caminos alternativos de evacuación, utilización de los medios navales para ejecutar del abordaje de las barcazas y otras vinculadas con las vías de evacuación por mar y tierra.

Buena práctica:

- Participación cada dos años de la población en los ejercicios de emergencia general
- Los Centros de Emergencia tienen protección contra incendio y exposición radiológica, sea por característica del edificio o por la distancia de las usinas.
- Todos los Centros de Emergencias internos y externos tienen sistemas de comunicación con redundancia vía satélite.
- Prueba diariamente de las sirenas de aviso de accidente.
- Ejercicios periódicos de comunicación donde participan los órganos de respuesta a la emergencia.
- Revisión cada dos años del Plan de Emergencia (PEL).

**EVALUACIÓN DE RESISTENCIA DE LAS CENTRALES  
NUCLEARES EN LOS PAÍSES MIEMBROS DEL FORO**

**INFORME DE REVISIÓN CRUZADA REALIZADA AL  
INFORME DE EVALUACIÓN DE RESISTENCIA  
DE LAS CENTRALES NUCLEARES ESPAÑOLAS**

**ANEXO IV**

## 1.- RESUMEN

Para la revisión del informe español se tuvo en cuenta el criterio acordado por los países participantes del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO), el informe del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), el contenido del informe preliminar de revisión cruzada realizada por la Argentina, la discusión de los temas tratados y las respuestas a las preguntas realizadas por los países participantes, así como el informe del relator asignado a esta revisión.

La revisión del informe español permitió verificar el cumplimiento de los lineamientos básicos establecidos para las Evaluaciones de Resistencia, tanto por las Titulares de Licencia como por el CSN, permitiendo concluir que las mismas son consistentes con el alcance y las especificaciones establecidas en el documento de definición de la Evaluación de Resistencia consensuado entre los países miembros del FORO.

Asimismo, se pudieron verificar las fortalezas existentes referidas a la utilización de normas e instructivos en forma rutinaria, que sustentan las evaluaciones realizadas. Además, en líneas generales se infiere que, las centrales nucleares españolas son robustas para afrontar los desafíos impuestos por los accidentes considerados y que dicha robustez será incrementada en la medida en que se vayan completando los análisis complementarios y las mejoras surgidas de la Evaluación de Resistencia realizada.

El informe presentado por el CSN en este ítem demuestra las fortalezas, debilidades y oportunidades de mejora de las centrales nucleares españolas en cuanto a los eventos externos y para soportar los desafíos que se consideran después del accidente de Fukushima.

Se destaca que el informe español incluye las actividades previstas, como resultado de dicha evaluación en lo que se refiere a la implementación de las mejoras propuestas, las cuales se han incorporado al esquema regulatorio para su efectiva concreción.

En este informe de revisión, se resaltan los aspectos más relevantes/observaciones, se identifican las Buenas Prácticas y se proponen Sugerencias y Recomendaciones consideradas pertinentes.

La implantación de mejoras cuenta con una estrategia temporal planteada en tres períodos de finalización: corto plazo, prevista entre junio y diciembre de 2012; mediano plazo, prevista entre 2013 y 2014; y largo plazo, prevista entre 2015 y 2016.

*Como recomendación general se considera:*

- *Realizar un seguimiento de aquellos aspectos abiertos o en etapa de desarrollo mencionados en el informe español, que podrían significar acciones futuras como nuevos requerimientos regulatorios y, en algún caso, hasta la modificación de las bases de diseño.*

## 2. USO DE LOS APS:

El informe presentado por el CSN demuestra las fortalezas y oportunidades de mejora de las centrales nucleares españolas y del sistema regulatorio español en cuanto al uso de los APS y para soportar los desafíos que se consideran después del accidente de Fukushima.

- **Sugerencia:** *Analizar la conveniencia de ampliar los estudios para eventos externos. Considerar la posibilidad de ocurrencia de eventos combinados o consecuentes, en particular en los sitios con características que permitan presumir tales eventos.*

Algunas centrales cuentan con APS de piletas de combustible en situación de parada.

- **Sugerencia:** *Ampliar los estudios para las centrales que aún no cuentan con APS de piletas/piscinas/alberca de combustibles gastados.*

En particular para la aplicación de los APS en los análisis asociados a las Pruebas de Resistencia, se destacan las siguientes características:

- **Buenas prácticas**

- *Las centrales han analizado el “margen sísmico” partiendo de los análisis de sucesos externos ya existentes (IPEEE - Individual Plant Examinations for External Events). En los análisis IPEEE se puede asignar un margen sísmico necesario para alcanzar y mantener la parada segura (durante 72 horas), incluyendo la función de refrigeración de emergencia del núcleo a largo plazo y la función de aislamiento del recinto de contención. El listado de los ESC son actualizados con los APS.*
- *Dentro del programa de pruebas de resistencia se ha ampliado el alcance de los análisis de margen sísmico a las ESC necesarios para garantizar la integridad y refrigeración de la piscina de combustible gastado.*
- *En el análisis de inundaciones debidas a roturas de equipos se han utilizado los resultados del análisis probabilístico de seguridad (APS) de inundaciones para identificar roturas susceptibles de generar sucesos iniciadores y de afectar a sistemas de mitigación, con el fin de identificar fuentes de inundación y barreras contra ellas. Esta información se utiliza en los “walkdowns” de revisión de márgenes sísmicos.*
- *En las evaluaciones realizadas por las centrales nucleares, se utilizan procedimientos que permiten asegurar la operatividad de las ESC que se necesitan para alcanzar la parada segura, entre ellos los requisitos de vigilancia de ETFs (Especificaciones Técnicas Funcionales) con aplicación de la Regla de Mantenimiento a equipos y estructuras, inspección en servicio y requisitos de calificación sísmica y ambiental. Estos procesos están regulados por instrucciones del CSN dentro del sistema integrado de supervisión y control de centrales vigente en España. En particular se puede mencionar la Instrucción IS-32 del CSN.*

### 3.- EVENTOS EXTERNOS:

#### 3.1.- Terremotos

##### 3.1.1.- Terremotos para los que se diseñó la planta

Las bases de diseño sísmico están descriptas para todas las centrales nucleares en términos de una aceleración horizontal máxima del terreno para el nivel de terremoto considerado como DBE. En todos los casos está claro que el valor de la aceleración fue obtenido mediante una metodología determinística. También dentro de este punto se considera el nivel de terremoto operativo, OBE, definido como es práctica habitual en función del DBE.

La validez actual de esta base de diseño ha sido evaluada únicamente mediante la actualización temporal del catálogo de eventos desde la fecha de corte del catálogo utilizado en el diseño hasta mediados del año 2011. No hay referencia alguna a la metodología con la que se evaluó el DBE

actual, ni a la consideración de otros aspectos relevantes en la evaluación determinística de la amenaza sísmica de un sitio, como por ejemplo los detallados en el documento de la IAEA SSG-9, “Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installation”, punto 7.

### **Recomendación**

- *Verificar la validez actual del terremoto DBE a partir de una re evaluación de la amenaza sísmica en los diferentes sitios de acuerdo al estado del arte y considerando los diferentes parámetros que intervienen en una evaluación determinística (en caso de seleccionar este enfoque). Asimismo sería recomendable que la misma se efectúe en el marco de una normativa reconocida para tal fin como es por ejemplo el documento de la IAEA SSG-9 y que los resultados presenten explícitamente el punto de control donde se aplica la aceleración máxima del suelo (campo libre, etc.), así como presentar respuesta espectral del DBE.*

### **3.1.2.- Previsiones para proteger la planta del DBE**

El informe comenta que las previsiones para proteger las plantas contra el DBE están dadas por un lado, en el diseño de las estructuras, sistemas y componentes, los planes de mantenimiento, la calificación sísmica, etc. y por el otro, a través de la vigilancia sísmica cuyo diseño cumple en general con requisitos de guías reguladoras americanas y/o alemanas, según corresponda.

También los informes hacen mención a la existencia de procedimientos de operación en caso de terremotos que contemplan acciones a realizar, criterios de excedencia del OBE y en algunas plantas otras acciones en caso de efectos indirectos como roturas de presas.

Todas las plantas han verificado que en caso de pérdida de la energía eléctrica exterior que pudiera ser ocasionada por un sismo u otra causa, la autonomía de los generadores diesel es superior a 72 horas, como es de práctica internacional.

### **3.1.3.- Evaluación de márgenes**

Todas las instalaciones contaban con la evaluación del margen sísmico previo a la formulación de las evaluaciones de resistencia, por lo que los mismos fueron complementados mediante la realización de nuevas inspecciones y la ampliación del alcance de los equipos, sistemas y componentes necesarios para hacer frente a una situación de “station blackout” (SBO) y gestión de accidentes severos coincidentes con un sismo.

En todos los casos el sismo de revisión (RLE) que se consideró corresponde a una aceleración máxima de suelo de 0,3 g. En el momento en que se iniciaron los desarrollos correspondientes a los IPEEE este valor se consideró como adecuado para poder establecer un nivel apropiado de margen sísmico de todas las centrales españolas, teniendo en cuenta que el establecimiento de las bases de diseño originales de cada una de ellas se había realizado en momentos diferentes por lo que tanto la normativa, como los catálogos sísmicos disponibles no habían sido los mismos y, además, los márgenes conservativos aplicados a los sismos base de diseño tampoco fueron idénticos. Para la realización del proceso de evaluación de resistencia tras Fukushima, se verificó el criterio considerándose de nuevo apropiado ya que se considera que permite obtener un margen adecuado independientemente de la base de diseño específica de cada instalación.

Tal como dice el documento de la IAEA NS-G-2.13, “Evaluation of Seismic Safety for Existing Nuclear Installations”, muchos de los procedimientos desarrollados e implementados a la fecha,

han definido dos niveles de revisión: aceleración máxima de suelo de 0,3g correspondiente a una aceleración espectral de 0,8g para el 5% de damping, y una aceleración de 0,5g correspondiente a una aceleración espectral de 1,2g también para el 5% de damping. Estos niveles de revisión fueron seleccionados a partir de los estudios originales de amenaza sísmica del suelo y de análisis de diseño sísmico y fragilidad disponibles a esa fecha. El comportamiento documentado de estructuras, sistemas y componentes sujetos a movimientos de suelo correspondiente al RLE de 0,3g, demostró que muchos de estos fueron descartados en el proceso de evaluación debido a la robustez intrínseca de los mismos para soportar condiciones de cargas sísmicas impuestas por el RLE mencionado anteriormente.

Adicionalmente, se reconoce que si bien la aceleración máxima de suelo es un parámetro ampliamente usado en las evaluaciones sísmicas, la capacidad que tiene el movimiento del suelo para generar daño en estructuras, sistemas y componentes con comportamiento dúctil depende en mayor medida de otros parámetros como ser velocidad, desplazamiento, aceleración espectral, densidad de potencia espectral y de la velocidad absoluta acumulada.

### **3.2.- Inundaciones / Bajantes / Otros eventos externos:**

- **Buena práctica:** *Se ha realizado una re-evaluación específica de eventos distintos a terremotos e inundaciones, ampliando el alcance para incluir aquellos previamente descartados por una probabilidad de ocurrencia menor que una vez cada cien mil años pero creíbles en cada emplazamiento. Estas nuevas evaluaciones han permitido considerar nuevas medidas de refuerzo como la protección exterior contra descargas atmosféricas en la central de Almaraz y cuya instalación está prevista mediante modificaciones de diseño.*

## **4.- PÉRDIDA DE FUNCIONES DE SEGURIDAD:**

### **4.1 Pérdida de suministro eléctrico**

En general, los informes presentados por las centrales españolas contienen un resumen detallado de los sistemas de suministro eléctrico de corriente alterna, incluyendo las redes de distribución y las fuentes disponibles, tanto exteriores como interiores. Si bien en las pruebas de resistencia se postula la pérdida de estos sistemas, resulta adecuado tener la información de la robustez del suministro eléctrico.

Se describen de modo detallado las secuencias que eventualmente ocurrirían en caso de pérdida sucesiva de la alimentación eléctrica exterior (LOOP) e interior (SBO), tanto de emergencia como auxiliares, los tiempos disponibles para poder tomar acciones y los procedimientos de actuación aplicables. En todos los casos se incluye también la duración estimada de baterías, según lo recomendado en la guía utilizada para las pruebas de resistencia, y el análisis de las consecuencias del agotamiento de las mismas.

Se realiza mención a las normas de diseño utilizadas para los sistemas eléctricos de las centrales. Esto permite establecer que la base del diseño fue apropiada frente al estado del arte aceptado hasta el momento.

## **4.2 Pérdida de suministro eléctrico exterior**

Se menciona que la pérdida de energía eléctrica exterior es un suceso contemplado en las bases de diseño de las centrales nucleares españolas.

En cuanto a la pérdida adicional de los generadores diesel de salvaguardias, es asimismo un suceso contemplado en las bases de diseño de las cinco centrales nucleares españolas de diseño americano, pues se incluyó como una extensión de la base de diseño inicial durante el proceso de cumplimiento de la reglamentación sobre SBO. El SBO para la central de Trillo se abordó dentro del marco general de requisitos para reducir la vulnerabilidad de las plantas a los accidentes severos.

Con respecto a la capacidad resistente de las líneas de alimentación exterior, se menciona que los criterios son aplicables por igual a todas las redes de suministro de las centrales españolas. Las hipótesis aplicables en España al diseño de torres, cables y componentes de líneas aéreas de alta tensión tienen como objetivo evitar las fallas debido a condiciones climatológicas extremas (tales como viento, hielo, etc.). Esto no incluye los sismos. Se especifican algunas de las condiciones.

Se menciona que ante una situación de pérdida de la red, la empresa operadora de la misma dispone de procedimientos para la reposición del servicio que asignan prioridad a la alimentación eléctrica de las centrales nucleares. La reposición de energía eléctrica se realizaría preferentemente desde centrales hidráulicas con arranque autónomo, ubicadas en las proximidades de cada una de las centrales.

Se analiza cada central nuclear en particular frente a este evento.

## **4.3 Pérdida de suministro eléctrico externo e interno**

Se menciona que la normativa aplicable en España para el SBO, en centrales de diseño americano es similar a la de la NRC, y para la central de Trillo de origen alemana se utiliza la normativa alemana.

En el informe se presenta el análisis, para cada una de las centrales, el comportamiento en esta situación de pérdida de suministro sucesivo, considerada como base de diseño.

Dentro de estos escenarios se plantea la pérdida total de baterías de corriente continua. Las especificaciones de las pruebas de resistencia del FORO incluyen explícitamente un apartado en el que se incluye el análisis de las consecuencias de la pérdida total de las mismas en un escenario de SBO. Los informes de las centrales nucleares analizan los escenarios asociados al agotamiento y a la pérdida completa de las baterías, y estudian las actuaciones manuales que se podrían llevar a cabo en esta situación, incluyendo diversas medidas de mejora que proponen para reforzar la capacidad de respuesta.

## **4.4 Mejoras propuestas por los titulares ante sucesos de pérdida de energía eléctrica**

En todos los casos se proponen medidas adicionales para mejorar la robustez de las plantas en estos escenarios con el objetivo primero de disponer de autonomía total para hacer frente a sucesos tipo SBO durante al menos 24 horas, con los equipos existentes en el emplazamiento, y 72 horas recurriendo sólo a equipos ligeros aportados desde el exterior.

También se enumeran las medidas propuestas para mejorar la capacidad de recuperación del suministro eléctrico exterior desde centrales hidráulicas cercanas, y para el refuerzo del suministro interior de energía eléctrica con equipos autónomos.

Se incluyen también medidas para reforzar la alimentación de corriente continua a los controles e instrumentación necesarios para mantener las condiciones de seguridad de la planta en tal situación. Así mismo se proponen medidas adicionales para alargar el tiempo hasta el agotamiento de baterías y para abordar situaciones que incluyan la pérdida total de las mismas.

Teniendo en cuenta que en estos casos se requiere el desarrollo de procedimientos específicos en cada caso,

- **Sugerencia:** *Establecer los plazos de implementación de las medidas propuestas para mejorar la capacidad de recuperación del suministro eléctrico exterior desde centrales hidráulicas cercanas, y para el refuerzo del suministro interior de energía eléctrica con equipos autónomos, así como los criterios de prueba y validación para garantizar su efectividad.*

#### **4.5 Pérdida de los sumideros de calor**

Los informes de las centrales identifican los diversos sumideros de calor existentes en las instalaciones y sus características de diseño más relevantes.

Sobre esta base se analiza la pérdida sucesiva de los mismos y sus posibles consecuencias, incluyendo los sistemas existentes para mantener la planta en una condición segura y los tiempos disponibles para poder adoptar las acciones aplicables.

#### **4.6 Pérdida de los sumideros de calor coincidentes con SBO**

Los informes de las centrales analizan esta situación. La conclusión general es que la misma es equivalente a las cubiertas en los dos casos anteriores y, por tanto, las acciones de mejora ante las potenciales situaciones límite son las mismas que se han descrito para dichos casos.

#### **4.7.- Central Nuclear Trillo**

##### **4.7.1 Pérdida de energía eléctrica exterior**

Se menciona que en una situación de LOOP, la alimentación a los equipos de salvaguardia y emergencia se realiza mediante el arranque automático de los cuatro generadores diesel de salvaguardias. Como medida de respaldo se dispone de otros cuatro generadores diesel de emergencia, que permiten mantener la alimentación eléctrica a los equipos requeridos para llevar la planta a parada segura. Todos estos generadores diesel están diseñados como Clase de Seguridad y Categoría Sísmica adecuada al diseño.

Se menciona que los generadores diesel de salvaguardia están situados en el edificio, con separación física y funcional en cuatro trenes; los de emergencia están situados en otro edificio, asimismo con separación física y funcional en cuatro trenes. Ambos edificios están separados por una distancia de aproximadamente 200 metros. Existe independencia de los sistemas soporte entre las redes de salvaguardia y de emergencia.

La autonomía de funcionamiento de los generadores diesel de salvaguardia, sin necesidad de apoyo externo a la central, es superior a las 72 horas consideradas en la normativa.

En cuanto a los generadores diesel de emergencia, el almacenamiento propio de combustible permite su funcionamiento durante 24 horas y, mediante el trasvase desde el tanque del diesel de salvaguardia de su redundancia, pasaría a ser de unos 25 días.

- **Sugerencia:** *Se debería contar con los procedimientos adecuados para la operación de extensión de la reserva de combustible hasta al menos 72 horas, en caso de ser incorporadas como medidas en emergencia adicionales y no existentes previamente.*

Se menciona que la refrigeración de los generadores de emergencia se lleva a cabo mediante reservas de agua existentes en las piscinas (durante al menos 10 horas) situadas en el interior del propio edificio de agua de alimentación de emergencia, habiendo conexiones para reponer agua a las piscinas desde otros sistemas internos a la central, que garantizarían por mucho tiempo la función de refrigeración de los generadores y, por tanto, la función de evacuación de calor residual a través de los generadores de vapor.

- **Sugerencia:** *Se debería contar con los procedimientos adecuados para la operación de extensión de las reservas de agua, en caso de ser incorporadas como medidas en emergencia adicionales no existentes previamente.*

Se menciona que los cuatro generadores diesel de salvaguardia (alta potencia) y los cuatro de emergencia (media potencia), sin aparentes fallas de modo común, todos ellos diseñados sísmicamente, aportan un nivel de seguridad muy significativo. Ello se justifica en la existencia de diseños “diversos” y en la completa separación física de ambos grupos de generadores, incluyendo sus sistemas soporte (suministro de agua, refrigeración y ventilación).

#### 4.7.2 Pérdida de suministro eléctrico externo e interno

Se describe adecuadamente la evolución prevista en caso de la pérdida simultánea de los generadores diesel de salvaguardia y emergencia.

Se plantea el conjunto de medidas previstas, aunque no se mencionan los plazos.

Teniendo en cuenta que en el informe del CSN se menciona que: “las previsiones aportadas por la central, en la etapa de desarrollo actual, se consideran válidas, aunque la viabilidad de utilizar equipos portátiles estará sujeta a los resultados del análisis específico de disponibilidad de personal que se requiere en el apartado 4.1.c del informe”, se presume que las medidas propuestas no son definitivas y eventualmente podrán ser modificadas. Este comentario es general y se aplica a todas las centrales presentadas en el informe español.

- **Sugerencia:** *Justificar en caso que hubiera una modificación como resultado del análisis de disponibilidad de personal que actualmente realizan las centrales españolas.*

#### 4.7.3 Pérdida de los sumideros de calor

Se describen los mecanismos de extracción de calor residual vía los generadores de vapor, en las condiciones planteadas con pérdida de refrigeración por torres de enfriamiento, condensador, etc.

El mecanismo está descrito y se mencionan los depósitos de agua utilizados. Se menciona que estos depósitos están dimensionados para accidente LOCA y alcanzarían para 30 días.

Se incluyó el análisis de piscina de elementos gastados. Las mejoras son las mismas al caso anterior.

Adicionalmente, se incluyó el análisis del evento en situación de parada.

#### **4.7.4 Pérdida de los sumideros de calor coincidentes con SBO**

Se describen los mecanismos de extracción de calor residual vía los generadores de vapor, utilizando motobomba para la alimentación vía secundaria, en caso de indisponibilidad de los diesel de emergencia inclusive. Se presentan medidas adicionales a las propuestas para el SBO. Por ejemplo la utilización de otras fuentes de agua ante la pérdida del reservorio principal.

#### **4.8 Central Nuclear Vandellós II**

Se presentan evaluaciones completas para los cuatro eventos analizados en las pruebas de resistencia: pérdida de energía eléctrica exterior (LOOP), pérdida de suministro eléctrico externo e interno (SBO), pérdida de los sumideros de calor, y pérdida de los sumideros de calor coincidentes con SBO.

En este caso, se tiene una autonomía de los GDE (generadores diesel de emergencia) operando al 100 % de carga que es superior a siete días, considerando combustible, lubricación y refrigeración, de modo que se puede soportar sin ningún medio de apoyo adicional más de siete días una situación de LOOP.

La revisión cruzada realizada considera como fortaleza adicional de diseño que los GDE cuentan con la refrigeración por aire, independiente de los sistemas de sumidero final de calor.

El operador proyecta la instalación de un tercer generador diesel, siendo una mejora en la disponibilidad y fiabilidad de la alimentación de emergencia.

El aporte de agua de alimentación auxiliar está garantizado por más de siete días, considerando el inventario existente en el tanque de condensado y en el tanque de apoyo al agua de alimentación auxiliar.

Para el caso de SBO, se presentan en el informe los tiempos en que se producirían las situaciones límite: agotamiento de baterías (24 horas), secado de los generadores de vapor (31,9 horas), descubrimiento del núcleo (32,6 horas), fallo de la vasija (35 horas) y fallo de la contención (mayor de tres días), en caso de no tomarse acciones correctivas frente a dichas situaciones.

En base a estos análisis, la central propone dotarse de equipos portátiles para la generación de energía eléctrica para aumentar la autonomía de baterías a más de 72 horas y alimentación a otras cargas, dotar de una estrategia de inyección alternativa a los generadores de vapor y posibilitar la inyección alternativa al primario a alta y baja presión.

Entre otras cabe destacar las siguientes mejoras propuestas por el operador:

- Previsión de grupos diesel para la alimentación de los cargadores de las baterías, bomba de prueba hidrostática y otras cargas.
- Previsión de motobombas para la inyección a primario, generadores de vapor y reposición de agua al tanque de agua de recarga.
- Elaboración de procedimientos (operaciones manuales previstas tanto con el equipo de planta como portátil)

Para los casos de pérdida de sumideros coincidente con SBO: se presentan los resultados de las evaluaciones realizadas, diferenciados para las distintas alternativas de configuración de la instalación, por ejemplo con en plena potencia, parada, parada con circuito primario abierto, etc.

En base a los casos evaluados de pérdida del sumidero de calor (UHS), con y sin SBO, la central propone mejoras para aumentar la robustez de la planta. Dichas medidas son las mismas que se han identificado para la pérdida de energía eléctrica, dado que la pérdida del UHS conduciría a una situación de planta en la que, para proteger las funciones de seguridad, se contaría con los mismos sistemas que para la situación de pérdida de energía eléctrica.

#### **4.9 Central nuclear Cofrentes**

Como es también de diseño americano es similar a la central descrita en el punto anterior, se presenta el análisis completo para los cuatro casos, donde se han incluido resultados según lo recomendado para las pruebas de resistencia y valen las mismas consideraciones. En ambos casos (pérdida del UHS con y sin SBO) el operador identifica y propone mejoras para aumentar la robustez de la planta.

#### **4.10 Central nuclear de Ascó**

Igual que en los dos casos anteriores la central es de diseño americano; en el informe se presentan los resultados para las pérdidas de funciones de seguridad consideradas en las pruebas de resistencia. Se incluyen las estimaciones de tiempos según lo recomendado para las pruebas de resistencia y valen las mismas consideraciones. El operador propone mejoras para aumentar la robustez de la instalación. Se incluyen evaluaciones sobre las piscinas de elementos combustibles.

#### **4.11 Central nuclear de Almaraz**

Al igual que los casos anteriores, se incluyen resultados según lo requerido para las pruebas de resistencia. El operador propone mejoras para aumentar la robustez de la instalación.

#### **4.12 Central nuclear de Garoña (págs.161-168)**

Al igual que los casos anteriores, se incluyen resultados según lo requerido para las pruebas de resistencia. El operador propone mejoras para aumentar la robustez de la instalación.

#### **4.13 Conclusiones a) Aspectos Globales**

De las evaluaciones realizadas por el CSN sobre la información remitida por cada Central Nuclear se han obtenido las conclusiones que se presentan en el informe. El proceso se complementa con la emisión de las Instrucciones Técnicas Complementarias (ITC) que requieren la implantación de las medidas identificadas y propuestas.

La evaluación realizada por el CSN no ha identificado ningún aspecto que suponga una debilidad relevante de seguridad de estas instalaciones y que pudiera requerir la adopción urgente de actuaciones en las mismas, o incluso su parada inmediata.

Se documenta en el informe que las modificaciones deberán incluirse con el desarrollo o adaptación de los procedimientos de operación (verificados y validados) por los operadores de las centrales. Adicionalmente, se deberá garantizar la operación de los nuevos equipos en las condiciones previstas. El almacenamiento de equipos portátiles se realizará en zonas o edificios cuyo acceso esté garantizado para el personal encargado de la gestión de la emergencia en el emplazamiento y que no puedan verse afectadas por dichos sucesos. Estos equipos deberán estar bajo un programa específico de vigilancia y prueba periódica para estos equipos.

#### **4.14 Conclusiones relacionadas con c) la pérdida de funciones de seguridad**

En caso de pérdida de energía eléctrica exterior, las centrales disponen de alimentación desde los sistemas de salvaguardias y mediante generadores diesel de emergencia, que cumplen los requisitos de redundancia y separación física requeridos por la normativa de diseño. La autonomía de estos generadores diesel es de 7 días.

Para una situación de SBO, de larga duración, los informes de las centrales nucleares exponen la secuencia de sucesos y las funciones de seguridad requeridas, especificando las situaciones límite y tiempos en que se produciría la degradación del núcleo o la pérdida de integridad de la contención, considerando solamente los equipos actualmente existentes en planta, según lo requerido en la guía específica de las pruebas de resistencia.

En el informe se presentan diversas medidas de mejora para hacer frente al SBO, lo que permitiría a todas las centrales cumplir el criterio de mantener la autonomía durante las primeras 24 horas con equipos disponibles en la instalación, ampliables hasta 72 horas con cierto apoyo exterior, según lo requerido en la guía específica de las pruebas de resistencia.

En el informe se presentan resultados de las centrales nucleares que analizaron la pérdida de corriente continua, más allá del alcance previsto en las pruebas de resistencia (sólo requerían valorar el tiempo de autonomía de las baterías). Para ello han analizado la situación de la central en este escenario valorando las posibilidades existentes de mantener la planta en condición estable mediante acciones manuales locales. En los casos en los que se ha demostrado su viabilidad, dichas acciones manuales constituyen una fortaleza de las centrales, incluso aunque no se prevea la necesidad de recurrir a ellas una vez que se disponga de generadores eléctricos portátiles.

La evaluación del CSN considera que las condiciones ambientales de temperatura o radiación en las salas en que están ubicados algunos equipos podrían dificultar dichas actuaciones manuales, por lo que se han requerido justificaciones adicionales o la realización de pruebas reales que

aseguren la viabilidad de las maniobras o incluso la implementación de modificaciones de diseño apropiadas que faciliten la realización de dichas maniobras.

## **5.- GESTIÓN DE ACCIDENTES SEVEROS:**

### **5.1.- ASPECTOS GENÉRICOS (4.1).**

#### **5.1.1.- Gestión de accidentes**

La revisión se focaliza en verificar la completitud y calidad del informe de Evaluación de Resistencia realizada a las centrales nucleares españolas y de las correspondientes evaluaciones soporte. La calidad de la información requiere de un informe auto contenido y la completitud se basa en demostrar el cumplimiento de las bases de diseño y la consideración de las lecciones aprendidas post Fukushima.

A continuación se incluyen párrafos del informe que dan cuenta de aspectos abiertos que corresponden a propuestas de mejoras:

- “Dada la importancia de disponer de los recursos humanos adecuados para la correcta gestión de una emergencia, y en especial de un accidente severo, en el plazo de un año cada titular deberá elaborar y presentar al CSN para su aprobación un informe que contenga los planes de mejora y refuerzo de la organización de emergencia, teniendo en cuenta todas las consideraciones anteriores.”
- “Los titulares han decidido reforzar los centros actualmente disponibles para la gestión de emergencias, con un nuevo Centro Alternativo de Gestión de Emergencias (CAGE) en el emplazamiento, diseñado sísmicamente y con medios de protección contra las radiaciones, con objeto de facilitar las operaciones de emergencia en situaciones extremas como las analizadas. Para este fin se creará un grupo de trabajo, del que formarán parte todos los titulares de las centrales nucleares españolas, que a corto plazo definirá las características del mismo. La finalización de la construcción o modificación de las estructuras existentes está prevista a largo plazo (2015-2016)”.
- “...En cualquier caso, los titulares deberán presentar al CSN medidas provisionales a corto-medio plazo, de forma que se disponga de mejores capacidades, aunque sean parciales, antes de las fechas de implantación completa de esta modificación. (Pág. 40)”
- “En relación con la reducción/mitigación de la liberación de productos de fisión al exterior, y además del venteo filtrado de contención, los titulares están analizando la estrategia de rociado externo de la contención, o de cualquier otro edificio que pudiera tener fugas radiactivas significativas, mediante un rociado con agua desde el exterior a los puntos de la estructura del edificio que constituyera la fuente de las emisiones. El desarrollo final de esta estrategia junto con la identificación de los medios para el confinamiento/tratamiento de los residuos radiactivos líquidos producidos en el accidente, se está llevando a cabo en el marco de la respuesta a la Instrucción Técnica Complementaria del CSN, que se menciona en el apartado 1.2 de este informe, relativa al desarrollo de medidas de mitigación para responder a sucesos más allá de la base de diseño relacionados con la pérdida potencial de grandes áreas de las centrales nucleares.”

- “Los titulares proponen el desarrollo de “Guías de Mitigación de Daño Extenso” (GMDE, las cuales coinciden básicamente con las que se identifican en el documento previamente mencionado NEI 06-12 rev.2 (“B.5.b Phase 2 & 3 Submittal Guideline”, de diciembre de 2006), como “SFP strategies” y “Reactor and Containment strategies”. En este proceso los titulares adaptarán los procedimientos de Operación de Emergencia y las Guías de Gestión de Accidente Severo (POE y GGAS) para su correcta integración con las GMDE.”
- **Sugerencia:** *Realizar el seguimiento para verificar el cumplimiento de lo solicitado de manera adecuada y en los tiempos previstos.*

## 5.2.- Aspectos Específicos de las Instalaciones

A continuación se indican aspectos abiertos o que se mencionan en desarrollo correspondientes a propuestas de mejoras para las distintas centrales y de los que no se adjunta información de detalle, tales como antecedentes o evaluaciones parciales que justifiquen su desarrollo.

### 5.2.3.- Central Nuclear de Cofrentes (4.2.3)

- “El titular refiere las distintas estrategias para hacer frente a un accidente severo, sin hacer mención a si las actuaciones y alineamientos que se requieren implican actuaciones manuales locales y sin hacer referencia a si las condiciones radiológicas impedirían o no su desarrollo.”

### 5.2.4.- Central Nuclear de Ascó (4.2.4)

- “En cuanto a la inundación de la cavidad del reactor, el titular tiene previsto llevar a cabo un análisis de las ventajas e inconvenientes de esta estrategia y tomar una decisión definitiva (que podrían conllevar una modificación de diseño). Este planteamiento se considera adecuado.”

## 5.3.- Conclusiones:

- **Buenas prácticas:** *Se han considerado aspectos complementarios a los previamente establecidos en el documento de WENRA-ENSREG, tales como la necesidad de analizar como medida a largo plazo:*
  - *la posibilidad de disponer de circulación de aire natural/forzada (Trillo);*
  - *la posibilidad de optimizar la disposición del combustible gastado en su alojamiento para distribuir adecuadamente la carga térmica;*
  - *la revisión de procedimientos de operación en emergencia e integración con las acciones previstas de lucha contra incendios y;*
  - *los análisis de las posibles restricciones que pueden causar los equipos de seguridad física de la planta durante la ejecución de las acciones locales de recuperación requeridas en caso de emergencia;*

## 6.- MANEJO INTERNO DE LA EMERGENCIA:

### **Buenas Prácticas:**

- *La decisión de construir un nuevo Centro Alternativo de Gestión de Emergencias (CAGE), diseñado sísmicamente y con medios de protección contra las radiaciones, ubicado en el propio emplazamiento de cada central nuclear, utilizado en el caso de inoperabilidad del Centro de Apoyo Técnico (desde donde está prevista la dirección interna de la emergencia), y de un Centro de Apoyo de Emergencias (CAE), centralizado en Madrid, donde se dispondrá de los medios humanos y materiales de respaldo para situaciones de emergencia.*
- *La constitución de grupo de trabajo con la participación de todas las centrales para llevar a cabo el análisis de los recursos humanos y medios materiales para reforzar las organizaciones de respuesta ante emergencias.*
- *Las mejoras a establecer en la sala de control principal de cada central nuclear, en particular aquellas relacionadas con su habitabilidad en caso de accidente severo.*

El CSN ha solicitado a los titulares de las Licencias la implementación de medidas provisionales a corto-medio plazo, en aquellas situaciones en que la se prevé lograr la solución definitiva a largo plazo.

- **Sugerencia:** *Realizar el seguimiento para verificar el cumplimiento de lo solicitado de manera adecuada y en los tiempos previstos.*

El CSN ha solicitado la implementación de una red de vigilancia radiológica en continua con envío automático de la información al Centro de Apoyo Técnico y al CSN a las centrales que aun no lo poseen.

- **Sugerencia:** *Realizar el seguimiento para verificar el cumplimiento de lo solicitado de manera adecuada y en los tiempos previstos.*

En el informe no se encuentran, o son escasas, las referencias a los siguientes temas:

- La existencia y/o el establecimiento de zonas apropiadas para la operación de helicópteros.
- Los ejercicios coordinados entre organizaciones externas y personal de cada central nuclear, así como el entrenamiento del personal perteneciente a dichas organizaciones externas
- **Sugerencia:** *Analizar en profundidad el impacto de los temas citados en el manejo de emergencias con vistas a adoptar, en caso de ser considerado necesario, las medidas pertinentes.*

Respecto de la disponibilidad de medios de comunicación, estos serán analizados en forma exhaustiva por los titulares a corto plazo, por lo que aun no se cuenta con los resultados correspondientes.

- **Buena Práctica:** *El CSN ha considerado establecer niveles de referencia homogéneos de dosis para el personal que intervenga en emergencias, aplicables a todas las centrales españolas.*

La central nuclear de Cofrentes no cuenta con una ruta de acceso viable en caso de sismo severo y/o inundación, mientras que otras dos centrales (Ascó y Garoña) cuentan con solo una ruta viable en dichas circunstancias. El CSN ha solicitado se analicen las posibles mejoras a la central nuclear de Cofrentes y se realicen análisis complementarios a las otras dos centrales.

- **Sugerencia:** *Realizar el seguimiento del tema para verificar que se optimice la posibilidad de mejoras a las rutas de acceso de las centrales citadas.*
- **Buenas Prácticas:** *El CSN informa que ha requerido a los titulares que:*
  - *Amplien el alcance del análisis previsto sobre medios humanos y equipos de protección radiológica adicionales a los ya existentes para hacer frente a accidentes severos.*

*Analicen en profundidad la problemática asociada a las posibles interferencias entre las barreras de seguridad física y la necesaria movilidad y facilidad de acceso durante una situación de **emergencia**.*

**EVALUACIÓN DE RESISTENCIA DE LAS CENTRALES  
NUCLEARES EN LOS PAÍSES MIEMBROS DEL FORO**

**INFORME DE REVISIÓN CXRUZADA REALIZADA AL  
INFORME DE EVALUACIÓN DE RESISTENCIA  
DE LAS CENTRALES NUCLEARES MEXICANAS**

**ANEXO V**

## 1. RESUMEN

Para la revisión del informe mexicano se tuvo en cuenta las especificaciones básicas acordadas por los países participantes del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO), el informe de la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS) de México, el contenido del informe preliminar de revisión cruzada realizada por la España, la discusión de los temas tratados y las respuestas a las preguntas realizadas por los países participantes, así como el informe del relator asignado a esta revisión.

La revisión cruzada ha podido verificar el cumplimiento de las especificaciones básicas establecidas en el documento de definición de la Evaluación de Resistencia consensuado entre los países miembros del FORO.

El informe presentado por la CNSNS demuestra las fortalezas y oportunidades de mejora de CNLV para soportar los desafíos que se han considerado después del accidente de Fukushima. Asimismo se pudieron comprobar diversos aspectos que avalan las evaluaciones realizadas y se infiere que, en líneas generales, CNLV está capacitada para afrontar los desafíos impuestos por los accidentes considerados, lo cual resultará aún más reforzado en la medida en que se vayan completando los análisis complementarios y las mejoras surgidas de la evaluación de resistencia.

Se debe destacar que el informe incluye las actividades a desarrollar, como continuación de las pruebas de resistencia, en cuanto a la implantación de las mejoras propuestas.

Como conclusiones de esta revisión cruzada se resaltan los aspectos más relevantes del informe de México, se identifican Buenas Prácticas y se proponen Sugerencias y Recomendaciones.

- ✓ **Recomendación general:** definir explícitamente los plazos de implantación de las propuestas de mejoras abiertas y establecer un programa de seguimiento de su implantación así como de aquellos aspectos abiertos o en etapa de desarrollo, que podrían significar acciones futuras, tales como nuevas propuestas del titular o requerimientos regulatorios, e incluso la modificación de las bases de diseño de la instalación.

## 2. USO DE LOS APS

CNLV dispone de APS actualizados de nivel 1 y Nivel 2 de sucesos internos y también de APS de inundaciones internas. Aspectos a destacar en el uso de los resultados del APS son, por parte del titular de la licencia, la Regla de Mantenimiento y asociado a ella el Monitor de Riesgo, como herramienta de apoyo a la toma de decisiones, y las guías de inspección de informadas por el riesgo desarrolladas por la CNSNS.

En la revisión se han identificado las siguientes “Buenas Prácticas” y se proponen las siguientes “Sugerencias”:

- ✓ **Buenas prácticas**
  - CNLV dispone actualmente de estudios de APS que son actualizados en forma continua.
  - Los estudios de APS se utilizan para optimizar el proceso de mantenimiento de la instalación, así como las inspecciones que realiza el organismo regulador.
- ✓ **Sugerencias:**
  - Considerar la posible ampliación del alcance de los análisis de acuerdo con las buenas prácticas internacionales.

### 3. EVENTOS EXTERNOS

#### 3.1. Terremotos

En esta revisión cruzada preliminar se pudo verificar el cumplimiento, en el informe del organismo regulador, de los criterios generales establecidos para las evaluaciones de resistencia del FORO.

##### 3.1.1. Terremotos para los que se diseñó la planta

Las bases de diseño sísmico de CNLV fueron establecidas en los años 70 y están descritas en términos de una aceleración horizontal máxima de 0.26g para el nivel de terremoto considerado como DBE. También dentro de este punto se menciona el nivel de terremoto base de operación, OBE, definido como es práctica habitual como una fracción del DBE. Análisis posteriores realizados en 1987 concluían que la base de diseño mencionada había sido sobreestimada, obteniéndose un valor de 0.16g. La validez actual de esta base de diseño está siendo reanalizada por el titular de la licencia.

Cabe señalar que aunque no hay referencia explícita a las metodologías con la que se evaluó el DBE actual, sí se indica que la reevaluación en curso hace uso de la Guía Reguladora 1.60 de la USNRC.

CNSNS indica que se han realizado *walkdowns* en planta para verificar la resistencia de la instalación frente a sismos.

Actualmente se está estudiando el impacto de un proyecto minero que se desarrolla a 3 Km del emplazamiento de la central.

✓ **Sugerencias:**

- Sería recomendable verificar que la revisión actual del DBE se efectúe de acuerdo con los criterios establecidos en la metodología actual del OIEA.

##### 3.1.2. Previsiones para proteger la planta del DBE

El informe de la CNSNS se comenta que las provisiones para proteger las plantas contra el DBE son acordes con la normativa de diseño aplicable.

En el informe no se hace mención a la existencia de procedimientos de operación en caso de terremotos que contemplen acciones a realizar en caso de excedencia del OBE. No obstante la CNSNC aclara que está establecido que después de un sismo se ejecuten *walkdowns* para verificar sus efectos sobre la instalación.

✓ **Sugerencias:**

- Completar la información que faltaba en el informe respecto de este punto.

### 3.1.3. Evaluación de márgenes

De momento, y hasta finalizar la reevaluación de la base de diseño sísmica, CNSNS considera que la diferencia entre la base de diseño y los valores obtenidos en la reevaluación llevada a cabo en 1987 constituyen un margen de seguridad importante.

#### ✓ Sugerencias:

- Una vez que haya finalizado la reevaluación de la base de diseño sísmica, replantear la conveniencia de realizar un análisis de márgenes sísmicos, incluyendo el alcance de los sistemas, estructuras y componentes que se ven afectados por estas pruebas de resistencia.

## 3.2. Inundaciones / Bajantes / Otros eventos externos

### 3.2.1. Aspectos Genéricos

Respecto de las potenciales *bajantes* del nivel de agua del sumidero final de calor, la problemática no resulta de aplicación en CNLV dado que el sumidero final de calor de la central es el mar.

El informe de CNSNS identifica diversas situaciones de inundaciones que podrían afectar a la central. Entre ellas las siguientes:

Se indica un “gasto” máximo por precipitaciones locales intensas de 65 m<sup>3</sup>/s, pero no se aclara la capacidad de la red de drenajes de pluviales en exteriores, por lo que no es posible valorar el margen disponible. Tampoco se menciona el periodo de retorno del suceso que lleva a este resultado. Sin embargo CNSNS considera que, dada la topografía del terreno, no es posible que el agua fluya hacia el emplazamiento, aunque por conservadurismo así se haya supuesto en los análisis realizados; además señala que los estudios del titular demuestran que los niveles alcanzados bajo ese supuesto son, en todo caso, inferiores a la cota de explanación de la central.

En los análisis realizados se ha estimado que existe cierto margen respecto subidas del nivel del mar, aunque éste parece ser limitado: así, la elevación máxima esperada en la estructura de toma es de 6.05 m sobre el nivel del mar mientras que la plataforma de operación de las bombas del Nuclear ServiceWater (NSW) está situada en la cota 6.208 m.

Para el caso de huracanes y tormentas en el mar, el informe indica que, conservadoramente, se podrían alcanzar alturas de hasta 12 m, pero se señala que “...la altura de ola con periodo de retorno de 100 años es de 11m y la de 1000 es de 13.6 m”. Como referencia, se indica que la cota de explanación de la central está situada a 10.15 m. CNSNS indica que los equipos de seguridad situados dentro de los edificios de la central están protegidos contra estos fenómenos.

Se ha observado que los datos de diseño y márgenes frente a huracanes y vientos que se aportan en el apartado relativo a huracanes podrían no coincidir exactamente con los indicados en el análisis de vientos fuertes. Conviene aclarar las posibles diferencias o discrepancias.

CNLV está realizando una reevaluación específica de huracanes, a pesar de que no existen registros de este tipo de eventos en el emplazamiento de la central.

✓ **Recomendaciones**

- Se recomienda revisar los análisis relativos a fenómenos que pueden inducir olas con capacidad de alcanzar el nivel de las bombas del sistema NSW o la cota de explanación de la central, incluyendo si aplicara la identificación de posibles situaciones límite (Cliff Edge).
- Se deberían completar los análisis de sucesos externos.

✓ **Sugerencias:**

- Clarificar los datos de diseño y márgenes frente a sucesos de huracanes y vientos.

## **4. PÉRDIDA DE FUNCIONES DE SEGURIDAD**

### **4.1 Pérdida de suministro eléctrico**

El informe presentado por CNSNS contiene un resumen de los sistemas de suministro eléctrico de corriente alterna, incluyendo las redes de distribución y las fuentes disponibles, tanto exteriores como interiores. Aunque en las pruebas de resistencia se postula la pérdida de estos sistemas, resulta adecuado disponer de esta información para poder valorar la robustez del suministro eléctrico en las diferentes situaciones a analizar.

Se menciona que la normativa de diseño de sistemas eléctricos aplicable en México es, en general, la de la USNRC.

Se describen las secuencias que eventualmente ocurrirían en caso de pérdida sucesiva de la alimentación eléctrica exterior (LOOP) e interior (SBO), tanto de emergencia como auxiliares, los tiempos disponibles para poder tomar acciones y los procedimientos de actuación aplicables. Se incluye también la duración estimada de baterías, según lo recomendado en la guía utilizada para las pruebas de resistencia, y el análisis de las consecuencias del agotamiento de las mismas.

### **4.2 Pérdida de suministro eléctrico exterior (LOOP)**

Se menciona que la pérdida de energía eléctrica exterior es un suceso contemplado en las bases de diseño de CNLV.

En caso de pérdida de energía eléctrica exterior, CNLV dispone de alimentación desde los sistemas de salvaguardias y mediante generadores diesel de emergencia, que cumplen los requisitos de redundancia y separación física requeridos por la normativa de diseño. La autonomía, verificada, de estos generadores diesel es de 7 días.

### **4.3 Pérdida de suministro eléctrico externo e interno (SBO)**

En cuanto a la pérdida adicional de los generadores diesel de salvaguardias, este suceso está asimismo contemplado en las bases de diseño de CNLV, pues se incluyó como una extensión de las mismas durante el proceso de cumplimiento de la reglamentación sobre SBO (10CFR 50.63).

Para una situación de SBO el informe de la central describe la secuencia de eventos y las funciones de seguridad requeridas, especificándolas situaciones límite y tiempos en que se produciría la degradación del núcleo, considerando solamente los equipos actualmente existentes en planta, según lo requerido en las especificaciones del FORO. Dentro de estos escenarios se analiza también la pérdida total de baterías de corriente continua.

#### **4.4 Mejoras propuestas por CNLV ante sucesos de pérdida de energía eléctrica**

CNLV propone medidas adicionales para mejorar la robustez de la planta en estos escenarios con el objetivo primero de disponer de autonomía total para hacer frente a sucesos tipo SBO durante al menos 8 horas, con los equipos existentes en el emplazamiento, y 72 horas recurriendo sólo a equipos ligeros aportados desde el exterior.

También se enumeran las medidas existentes para lograr la recuperación del suministro eléctrico exterior desde centrales hidráulicas cercanas.

También se incluyen propuestas de mejora para el refuerzo del suministro interior de energía eléctrica con equipos autónomos disponibles en el emplazamiento. Así mismo se proponen medidas adicionales para alargar el tiempo hasta el agotamiento de baterías y para abordar situaciones que incluyan la pérdida total de las mismas.

##### **✓ Recomendaciones**

- Se recomienda fijar un objetivo explícito de 24 horas en la propuesta del titular de alargamiento del funcionamiento de baterías, en caso de SBO prolongado, en consistencia con el apartado II.5.1.1 del documento de especificaciones del FORO.

##### **✓ Sugerencias:**

- Analizar acciones factibles para mejorar la capacidad de recuperación del suministro eléctrico exterior desde centrales hidráulicas cercanas, incluyendo la disminución del tiempo de conexionado. Se podrían estudiar el establecimiento de protocolos optimizados y gestión del personal responsable.
- Verificar mediante pruebas reales la viabilidad y fiabilidad de las acciones de control manual local de equipos necesarios para la gestión de un SBO completo y de larga duración.
- Estudiar posibles mejoras que hagan que la alimentación de CA sea menos dependiente del sumidero final de calor.

#### **4.5 Pérdida de los sumideros de calor**

El informe de CNLV identifica los diversos sumideros de calor existentes en la instalación y sus características de diseño más relevantes. Sobre esta base se analiza su pérdida sucesiva y sus posibles consecuencias.

#### **4.6 Pérdida de los sumideros de calor coincidentes con SBO**

El informe de CNLV analiza esta situación, concluyendo que la misma es equivalente a las cubiertas en los casos anteriores y, por tanto, las acciones de mejora ante las potenciales situaciones límite son las mismas que se han descrito para dichos casos.

### **5. GESTIÓN DE ACCIDENTES SEVEROS**

#### **5.1. ASPECTOS GENÉRICOS**

En esta revisión cruzada preliminar se pudo verificar la existencia de medidas para prevenir y mitigar las consecuencias de accidentes severos en CNLV.

La central dispone de un venteo rígido de contención y plantea medidas de mejora para aumentar su disponibilidad frente a este tipo de situaciones. También dispone de recombinadores de H<sub>2</sub>, aunque estos precisan de alimentación eléctrica.

CNLV va implantar medidas para mitigar accidentes severos tales como el desarrollo de Guías de Gestión de Accidentes Severos (GGAS) y la implantación de las medidas establecidas en el código federal americano 10CRF 50.54(hh), que incluyen la disponibilidad en el emplazamiento de equipos portátiles para mitigar las consecuencias de accidentes severos. Estas medidas se han considerado relevantes en la revisión cruzada ahora efectuada.

✓ **Sugerencias**

- Analizar la posibilidad de implantar acciones adicionales de refuerzo de las capacidades de hacer frente a accidentes severos en línea con las acciones que internacionalmente se están llevando a cabo tras Fukushima.

## 6. MANEJO INTERNO DE LA EMERGENCIA

En lo concerniente al manejo interno de la emergencia y los aspectos de protección radiológica, se ha comprobado que CNLV ha revisado los medios humanos y materiales disponibles para la gestión de emergencias y concluye que son básicamente adecuados aunque propone diferentes acciones (mejoras y reanálisis) al respecto.

✓ **Buenas Prácticas**

- Tal y como se recoge en el informe de CNSNS, la central dispone de un elevado número de personas en la organización de respuesta ante emergencias de la central para poder hacer frente a condiciones severas que se pudieran prolongar en el tiempo.

✓ **Sugerencias:**

- Analizar la problemática asociada a las posibles interferencias entre las barreras de seguridad física y la necesaria movilidad y facilidad de acceso durante una situación de emergencia.
- Verificar que las rutas de acceso al emplazamiento son adecuadas para cumplir su función en caso de eventos severos más allá de las bases de diseño.
- Verificar la disponibilidad de equipos de iluminación de emergencia adecuados que faciliten la realización de las acciones dentro y fuera de los distintos edificios de la planta durante tiempos prolongados.
- Respecto de la disponibilidad de medios de comunicación apropiados para esta situación, deberían ser analizados en forma detallada por parte del titular.

**EVALUACIÓN DE RESISTENCIA DE LAS CENTRALES  
NUCLEARES EN LOS PAÍSES MIEMBROS DEL FORO**

**LISTA DE EXPERTOS QUE CONFECCIONARON EL  
INFORME**

**ANEXO VI**

Lista de expertos que confeccionaron el Informe:

Rubén Navarro

Autoridad Regulatoria Nuclear

Avenida del Libertador 8250

C1429BNP Buenos Aires

ARGENTINA

Email: [rnavarro@arn.gob.ar](mailto:rnavarro@arn.gob.ar)

Jorge Calvo

Autoridad Regulatoria Nuclear

Avenida del Libertador 8250

C1429BNP Buenos Aires

ARGENTINA

Email: [jcalvo@arn.gob.ar](mailto:jcalvo@arn.gob.ar)

Ricardo Waldman

Autoridad Regulatoria Nuclear

Avenida del Libertador 8250

C1429BNP Buenos Aires

ARGENTINA

Email: [rwaldman@arn.gob.ar](mailto:rwaldman@arn.gob.ar)

Marcos Eduardo Costa Nunes

Comisión Nacional de Energía Nuclear (CNEN)

Rua General Severiano 90

Botafogo

22294-900 Rio de Janeiro

BRAZIL

Email: [marcos@cnen.gov.br](mailto:marcos@cnen.gov.br)

Alexandre Gromann

Comisión Nacional de Energía Nuclear (CNEN)

Rua General Severiano 90

Botafogo

22294-900 Rio de Janeiro

BRAZIL

Email: [gromann@cnen.gov.ar](mailto:gromann@cnen.gov.ar)

Cristián Sepúlveda

Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN)

Av. Manuel Montt 157 Depto 803

Providencia, Santiago

CHILE

Email: [csepulve@cchen.cl](mailto:csepulve@cchen.cl)

Conrado Alfonso Pallarés  
Ministerio de Ciencia, Tecnología y Medio Ambiente  
Centro Nacional de Seguridad Nuclear  
Ministerio de Ciencia, Tecnología y Medio Ambiente  
Centro Nacional de Seguridad Nuclear  
Calle 28, No. 504, entre 5ta y 7ma. Avenidas  
Playa, CP 11 300, La Habana  
CUBA  
Email: [conrado@orasen.co.cu](mailto:conrado@orasen.co.cu)

José Ramón Alonso Escós  
Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)  
Calle Justo Dorado y Dellmans no. 11  
28040 Madrid  
ESPAÑA  
Email: [jrae@csn.es](mailto:jrae@csn.es)

Víctor González Mercado  
Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS)  
Dr. Barragan 772 Col. Narvarte Ciudad de México 03020  
Distrito Federal  
MEXICO  
Email: [vmgonzález@cnsns.gob.mx](mailto:vmgonzález@cnsns.gob.mx)

Ricardo Perez Perez

Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS)

Dr. Barragan 772 Col. Narvarte Ciudad de México 03020

Distrito Federal

MEXICO

Email: [rperez@cnsns.gob.mx](mailto:rperez@cnsns.gob.mx)

Gerardo Lazaro Moreira

Instituto Peruano de Energia Nuclear (IPEN)

Jr. Urubamba ,456 - Urb. Benavides

Lima 41

PERU

Email: [glazaro@ipen.gob.pe](mailto:glazaro@ipen.gob.pe)

Enrique Morales

Ministerio de Industria, Energía y Minería (MIEM)

Autoridad Reguladora Nacional en Radioprotección (ARNR)

Mercedes 1041

11.100 Montevideo

URUGUAY

Email: [enrique.morales@arnr.miem.gub.uy](mailto:enrique.morales@arnr.miem.gub.uy)

Javier Yllera

Organismo Internacional de Energía Atómica

P.O. Box 100, Wagramer Strasse 5, A-1400

Viena, Austria

Email: [J.Yllera@iaea.org](mailto:J.Yllera@iaea.org)