

***“Adecuación de los requerimientos Post Fukushima de las centrales nucleares argentinas al diseño del reactor prototipo CAREM25”***

***CARRERA: ESPECIALIZACIÓN EN REACTORES NUCLEARES  
Y SU CICLO DE COMBUSTIBLE***

Alumno: Ing. Lucrecia Varea  
Director: Ing. Nicolás Torano

Noviembre 2017



UNSAM  
UNIVERSIDAD  
NACIONAL DE  
SAN MARTÍN

## Índice

Abreviaturas.....	3
1. Glosario.....	4
2. Resumen.....	7
3. Objetivos.....	7
3.1. Objetivos principales.....	7
3.2. Objetivos Secundarios.....	7
4. Introducción.....	7
5. Descripción del Accidente de Fukushima Daiichi [2].....	9
5.1. Respuesta de las centrales frente al accidente.....	10
6. Marco Histórico.....	16
7. Breve descripción del diseño del Reactor CAREM25.....	18
7.1. Descripción en base a defensa de profundidad.....	24
8. Requerimiento genérico para el reactor CAREM.....	28
9. Evaluación conceptual del cumplimiento del RQ.....	32
10. Resumen de las observaciones realizadas.....	58
11. Conclusiones.....	65
12. Referencias.....	66



## Abreviaturas

AMEF: Análisis de Modos y Efectos de Fallas  
ARN: Autoridad Regulatoria Nuclear  
AS: Accidente Severo  
ASP: Accidente Severo Postulado  
BWR: Boiling Water Reactor (Reactor de Agua en Ebullición)  
CAREM: Central Argentina de Elementos Modulares  
CNA: Central Nuclear Atucha  
CNE: Central Nuclear Embalse  
CNEA: Comisión Nacional de Energía Atómica  
DenP: Defensa en Profundidad  
EBD: Evento Base de Diseño  
EECC: Elementos Combustibles  
EI: Evento Iniciante  
EIA: Evaluación de Impacto Ambiental  
EIP: Evento Iniciante Postulado  
EIPU: Evento Iniciante Postulado Único  
EOP: Evento Operacional Postulado  
EOPP: Evento Operacional Previsto Postulado  
EP: Evento Postulado  
EPBD: Evento Postulado Base de Diseño  
EPFM: Evento Postulado de Fallas Múltiples  
FFS: Funciones Fundamentales de la Seguridad  
GVs: Generadores de Vapor  
HVAC: Sistemas de Calefacción, Ventilación y Aire Acondicionado  
HVAC: Sistemas de Calefacción, Ventilación y Aire Acondicionado  
IDC: Informe de Diseño del CAREM  
IDC: Informe de Diseño del reactor CAREM25  
IFS: Informe Final de Seguridad  
LOCA: Loss of Coolant Accident (Evento de Pérdida de Refrigerante)  
NA-SA: Nucleoeléctrica Argentina  
OIEA: Organismo Internacional de Energía Atómica  
PCV: Recipiente Primario de la Contención  
PGA: Peak Ground Acceleration (Aceleración máxima de terreno)  
PGAS: Programa de Gestión de Accidentes Severos  
PS: Pileta Supresora  
PSE: Primer Sistema de Extinción  
PWR: Pressurized Water Reactor (Reactor de Agua a Presión)



RPR: Recipiente de Presión del Reactor  
RQ: Requerimiento  
SAC: Sistema de Ajuste y Control de Barras Absorbentes  
SEES: Sistemas de Extensión de Estado Seguro  
SER: Sistema de Extinción Rápida  
SESF: Sistemas de Estado Seguro Final  
SIS: Sistema de Inyección de Seguridad  
SMAS: Sistemas de Mitigación de Accidente Severo  
SPR: Sistema de Protección del Reactor  
SRR: Sistemas de Reducción de Riesgo  
SSE: Segundo Sistema de Extinción  
SSECR: Sistema de Seguridad de Extracción de Calor Residual  
SS-LDP: Sistemas de Seguridad- Línea Diversa de Protección  
SS-LPP: Sistemas de Seguridad- Línea Principal de Protección  
TDB: Tornado Base de Diseño

## 1. Glosario

**Estado Seguro:** estado que se alcanza luego de un Evento Postulado (EP) durante el período de gracia, cumpliendo las Funciones Fundamentales de Seguridad, sin daño en los elementos combustibles, mediante los Sistemas de Seguridad Líneas Principal y Diversa de Protección (SS-LPP y SS-LDP respectivamente), asegurando las condiciones requeridas para la actuación de los Sistemas de Estado Seguro Final (SESF).

**Estado Seguro Final:** estado que se alcanza luego del Estado Seguro, cumpliendo las Funciones Fundamentales de Seguridad sin daño en los elementos combustibles, de manera sostenible en el tiempo, mediante sistemas activos, denominados Sistemas de Estado Seguro Final.



**Evento Iniciante (EI):** suceso no intencional, que incluye al error humano o a la falla de una ESC, que afecta las FFS en cualquiera de los estados operativos de la planta nuclear.

**Evento Iniciante Postulado (EIP):** evento iniciante que es seleccionado (postulado) para evaluaciones de seguridad de la planta, y en donde se requiere cumplir con la función de extinción si es que el EI afecta al reactor.

**Evento Operacional Previsto (EOP):** evento iniciante esperable que ocurra durante la vida útil de la planta (frecuencia mayor a  $10^{-2}$  año<sup>-1</sup>) pero que, debido a la existencia de características de diseño apropiadas, es controlable dentro del Nivel 2 de Defensa en Profundidad.

**Evento Operacional Previsto Postulado (EOPP):** EOP que forma parte del grupo de EIP, y en donde se requiere por lo tanto la extinción del reactor.

**Evento Iniciante Postulado Único (EIPU):** EIP no esperable que ocurra en la vida útil de la planta (frecuencia comprendida entre  $10^{-2}$  y  $10^{-4}$  año<sup>-1</sup>), a ser controlado por Sistemas de Seguridad Línea Principal de Protección, dentro del Subnivel 3A de Defensa en Profundidad, con el fin de prevenir su escalada hacia condiciones de accidente severo.

**Evento Postulado de Fallas Múltiples (EPFM):** evento postulado (EP) muy improbable en donde se asumen fallas extras a las del EIP propiamente dicho, a ser controlado con ESC adicionales, dentro del Subnivel 3B de Defensa en Profundidad, con el fin de prevenir su escalada hacia condiciones de accidente severo<sup>10</sup>.

**Evento Postulado (EP):** término genérico que se utiliza para referenciar al conjunto conformado por EOPP, EIPU y EPFM. **Accidente Severo:** evento originado por fallas múltiples, que puede incluir la falla de los sistemas de seguridad, que produce un daño importante en los elementos combustibles.

**Accidente Severo Postulado (ASP):** accidente severo propuesto a ser mitigado dentro del Nivel 4 de Defensa en Profundidad con el fin de limitar las consecuencias del mismo, mediante ESC adicionales, en la medida de lo razonablemente practicable.

**Defensa en Profundidad (DenP):** principio que consiste en el establecimiento jerárquico de diferentes niveles de equipos y procedimientos con el fin de mantener la efectividad de las barreras físicas ubicadas entre el material radioactivo y los trabajadores, público o ambiente, durante la operación normal de la planta, ante eventos iniciantes y accidentes. Se divide en 5 Niveles de Protección, siguiendo una escala desde Operación Normal a Accidente Severo de manera tal que si un Nivel falla, uno superior entra en juego



## 2. Resumen

En el presente trabajo se realiza un requerimiento genérico post-Fukushima para el reactor CAREM25, para ello se utilizarán los requerimientos emitidos a las centrales argentinas. Dichos requerimientos fueron confeccionados teniendo en cuenta las lecciones aprendidas del accidente de Fukushima Daiichi. Además, se evaluará conceptualmente el cumplimiento de dicho requerimiento mediante la información presentada a la ARN.

## 3. Objetivos

### 3.1. Objetivos principales

- ✓ Generar un requerimiento genérico producto de los RQ-CNA I-102, RQ-CNA II-045 y RQ-CNE-097.
- ✓ Evaluar si los puntos del requerimiento son tenidos en cuenta en el diseño del CAREM25. En caso contrario se propone posibles acciones o estrategias para su cumplimiento.

### 3.2. Objetivos Secundarios

- ✓ Comprensión de las causas del accidente de Fukushima Daiichi.
- ✓ Colaborar con la coordinación del CAREM25 en la evaluación de seguridad del reactor

## 4. Introducción

El 1 de Marzo de 2011 se produce un terremoto afectando la central nuclear de Fukushima Daiichi. Como consecuencia del accidente, se realizaron varias reuniones internacionales y nacionales, a fin de tomar la experiencia como



enseñanza. A raíz de las mismas, la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina y los países miembros del FORO Iberoamericano de reguladores, impulsaron una medida para que la Entidad Responsable de las centrales nucleares en operación de la Argentina, presente una Evaluación Integral de Seguridad para determinar los márgenes de seguridad existentes ante la ocurrencia de eventos extremos que provoquen consecuencias tales como la pérdida total de la alimentación eléctrica y el sumidero final de calor por un tiempo prolongado. Dicha evaluación de seguridad, no fue requerida para el CAREM25, por encontrarse en una etapa temprana del diseño.

La evaluación incluye la respuesta de cada central ante un conjunto de eventos extremos y una verificación de las medidas de prevención y mitigación basada en el concepto de defensa en profundidad.

El objetivo es evaluar la robustez de la filosofía de defensa en profundidad aplicada, las medidas de gestión de accidentes, e identificar los puntos posibles de mejora en cuanto a seguridad, tanto técnica como organizativa, tales como procedimientos, recursos humanos, organización de respuesta en emergencias o uso de recursos externos.

Debido a que dicha evaluación no fue requerida para el CAREM25 se realiza el presente trabajo para realizar un requerimiento simplificado con el fin de evaluar, de manera conceptual, la inclusión en el diseño CAREM de las consideraciones de diseño obtenidas de las lecciones aprendidas post Fukushima.

## 5. Descripción del Accidente de Fukushima Daiichi [2]

El terremoto del 11 de marzo de 2011 a las 14:46 hs causó un movimiento vibratorio de la tierra que sacudió las estructuras, los sistemas y los componentes de la central. Las principales características de seguridad de la central no se vieron afectadas, debido a los márgenes de diseño que fueron conservativos. Sin embargo, las consideraciones del diseño originario no estaban preparadas para un tsunami de la magnitud del acontecido, provocando que una de las olas, 50 minutos después del terremoto, inundó el emplazamiento.

Las tres funciones de seguridad fundamentales (FFS) para mantener la seguridad son: el control de la reactividad en el combustible nuclear; la evacuación del calor del núcleo del reactor, de la piscina de combustible gastado y en caso de que corresponda, también en la máquina de recambio de combustibles; y el confinamiento del material radiactivo. Como se mencionó previamente después del terremoto, la primera función de seguridad fundamental (el control de la reactividad) se cumplió en las seis unidades de la central nuclear de Fukushima Daiichi.

La segunda función de seguridad fundamental (evacuación del calor del núcleo del reactor y de la piscina de combustible gastado) no se pudo mantener porque como consecuencia de la pérdida de la mayoría de los sistemas eléctricos de corriente alterna y continua, los operadores estuvieron privados de casi todos los medios de control de los reactores de las Unidades 1, 2 y 3, así como de las piscinas de combustible gastado. La pérdida de dicha función se debió, en parte, a la imposibilidad de realizar una inyección de agua por otros medios a causa de los retrasos en la despresurización de las vasijas

de presión de los reactores. La pérdida de la refrigeración condujo al sobrecalentamiento y la fusión del combustible en los reactores.

La tercera función de seguridad fundamental (confinamiento) se perdió porque, debido al corte de la alimentación de corriente alterna y continua, provocó la inutilización de los sistemas de refrigeración y dificultó el empleo por parte de los operadores del sistema de venteo de la contención. El venteo era necesario para aliviar la presión e impedir el fallo de la contención. Los operadores lograron ventear las Unidades 1 y 3 para reducir la presión en las vasijas de contención primaria, pero esto supuso la generación de emisiones radiactivas al medio ambiente. Aunque se abrieron las válvulas de venteo de la contención para las Unidades 1 y 3, las vasijas de contención primaria de esas unidades acabaron fallando. En el caso de la Unidad 2, no se logró ventear la contención y esta falló, lo que causó emisiones radiactivas.

### **5.1. Respuesta de las centrales frente al accidente**

Cuando se produjo el terremoto, las unidades 1 a 3 de la central nuclear de Fukushima Daiichi estaban funcionando a plena potencia. El sistema de protección detectó el movimiento de la tierra y los reactores pararon automáticamente de acuerdo al diseño (controlando la reactividad). Los otros 3 de los 6 reactores se encontraban en parada programada para recarga de combustible y mantenimiento. Los reactores de Fukushima son unidades BWR, como se muestran en la Figura 1.



**Recuadro 2.1. Reactores de agua en ebullición**

Los reactores de agua en ebullición utilizan un ciclo de vapor directo de lazo cerrado, como se ilustra esquemáticamente a continuación. El fluido de trabajo es el agua, que actúa a la vez como refrigerante, para eliminar el calor, y como moderador, para controlar la reactividad. El agua refrigerante entra en ebullición dentro del núcleo del reactor a una presión de aproximadamente 7 MPa, y el vapor generado se utiliza para impulsar turbinas y producir electricidad. Tras su paso por las turbinas, el vapor se transforma nuevamente en agua al ser enfriado por los tubos del condensador, que están llenos de agua fría procedente de un sumidero de calor, por ejemplo el océano. El agua obtenida por condensación se reintroduce luego en el reactor, por bombeo, como agua de alimentación.

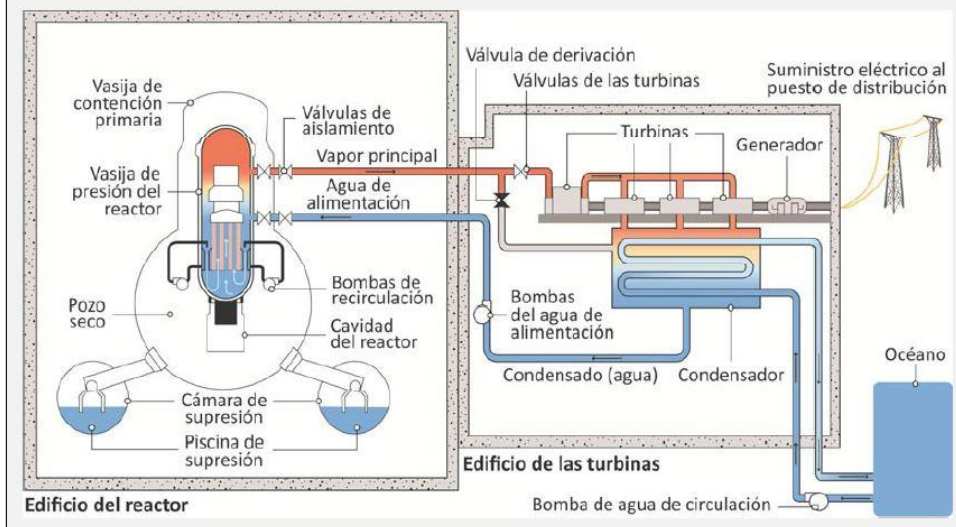


Figura 1: Reactores BWR

Una vez parados, el núcleo de los reactores sigue generando calor, denominado calor de decaimiento. Para evitar un sobrecalentamiento de combustible existen sistemas de refrigeración, los cuales requieren para su activación de corriente eléctrica.

La magnitud del terremoto provocó la pérdida total de suministro eléctrico exterior. Para estos casos las centrales cuentan con suministros de energía de emergencia, como ser generadores diésel. Los mismos se pusieron en marcha automáticamente para restablecer la corriente alterna en las seis unidades.

Las Unidades 1 a 3, las cuales estaban en operación, se aislaron de sus turbinas al cortarse el suministro eléctrico. Esto provocó un aumento de la

temperatura y la presión en los reactores a causa del calor de decaimiento. Luego de esto las 3 unidades actuaron de diferente manera para lograr su refrigeración.

Al aumentar la presión en el reactor de la Unidad 1, ambos lazos del sistema del condensador de aislamiento se pusieron en marcha automáticamente y siguieron enfriando el reactor. La activación de estos sistemas redujo la presión y la temperatura del reactor con tal rapidez que los operadores, siguiendo los procedimientos establecidos, detuvieron su funcionamiento manualmente para evitar la tensión térmica en la vasija de presión del reactor. Posteriormente, los operadores utilizaron solo uno de los lazos para mantener la tasa de enfriamiento dentro del rango prescrito por los procedimientos.

En cambio en las Unidades 2 y 3, el aumento de la presión en el reactor activó automáticamente las válvulas de alivio y seguridad, diseñadas para proteger al reactor de una sobrepresurización dejando escapar el vapor de la vasija del reactor hacia la sección de la piscina de supresión de la vasija de contención primaria. Esto redujo los niveles de agua del reactor. Los operadores activaron manualmente el sistema de refrigeración del núcleo del reactor aislado, de conformidad con lo establecido en los procedimientos.

En la Unidad 4, la pileta de combustibles gastados se encontraba con más de 1300 conjuntos de combustibles. El equipo de refrigeración y reposición del agua de la piscina de combustible gastado dejó de funcionar a causa de la pérdida del suministro eléctrico exterior.

En la Unidad 5, la presión del reactor comenzó a subir debido al calor de decaimiento, pero se mantuvo muy por debajo de los niveles necesarios para la activación de las válvulas de alivio y seguridad.



La Unidad 6 estaba casi a presión atmosférica y temperatura ambiente, con combustible en el núcleo, y el calor de decaimiento era bajo.

En las piscinas de combustible gastado de todas las unidades y en la piscina de combustible gastado común, se perdió la capacidad de refrigeración y llenado de agua al cortarse el suministro eléctrico exterior, las temperaturas del agua comenzaron a subir debido al calor de decaimiento.

Debido al terremoto, un tsunami golpeó a la central aproximadamente 45 minutos después. La primera ola de alrededor de 5 metros no causó daños. La segunda ola del tsunami de entre 14 y 15 metros, superó los diques e inundó el emplazamiento. Sumergió todas las estructuras y el equipo situados a nivel del mar, así como los edificios principales (incluidos los de los reactores, las turbinas y los servicios) causando la siguiente secuencia de sucesos:

- La ola inundó y dañó las bombas de agua de mar y los motores no protegidos de los sitios de toma de agua de mar en la costa. Esto eliminó la posibilidad de enfriar los sistemas y componentes esenciales de la central, incluidos los generadores diésel de emergencia, refrigerados por agua, para que pudieran seguir funcionando.
- La ola inundó y dañó el edificio de almacenamiento en seco situado cerca de la costa, entre las Unidades 1 a 4 y las Unidades 5 y 6. Los propios silos y el combustible almacenado en ellos no sufrieron efectos importantes.
- El agua inundó los edificios, incluidos los de todos los reactores y las turbinas, el de almacenamiento común de combustible gastado y el de los generadores diésel, dañando la estructura y el equipo eléctrico y mecánico que se encontraba en las plantas bajas y en los primeros pisos de esos edificios. Entre el equipo que sufrió daños figuraban los



generadores diésel de emergencia o sus conexiones eléctricas, lo que se tradujo en la pérdida de la alimentación de corriente alterna de emergencia. Solo uno de los generadores diésel de emergencia refrigerado por aire (el de la Unidad 6) no se vio afectado por la inundación. Siguió en funcionamiento, suministrando corriente alterna de emergencia a los sistemas de seguridad de la Unidad 6 y permitiendo la refrigeración de ese reactor.

Como consecuencia de estos sucesos, las Unidades 1 a 5 perdieron la alimentación de corriente alterna, situación conocida como Black-out. Debido a esto, se activaron los procedimientos de operación de emergencia para casos de 'pérdida de toda la alimentación de corriente alterna'. Estas unidades estaban diseñadas para resistir a un apagón de ocho horas, sobre la base de la capacidad de las baterías de corriente continua de las unidades (las cuales las tenían todas las unidades como suministro eléctrico de emergencia). Pero la inundación afectó también a este equipo en las Unidades 1, 2 y 4, sumergiendo las baterías de corriente continua, los paneles de alimentación o las conexiones.

Debido a la pérdida de toda la alimentación eléctrica de corriente alterna y continua, los operadores de las Unidades 1 y 2 no pudieron seguir monitorizando los parámetros esenciales de la central, como la presión de los reactores y sus niveles de agua, o el estado de los sistemas y componentes fundamentales para la refrigeración del núcleo y de las piletas de combustible gastado.

Al no existir procedimientos para la pérdida de toda la alimentación eléctrica de corriente alterna y continua, los operadores de las Unidades 1, 2 y 4 no tenían instrucciones específicas para hacer frente a un apagón de la central en



esas condiciones. Los operadores y el personal del centro de respuesta a la emergencia comenzaron a analizar las opciones disponibles y a determinar las posibles formas de restablecer el suministro eléctrico y, de ese modo, la capacidad de monitorear y controlar la central. Se declaró la pérdida de la función fundamental de refrigeración del núcleo en las Unidades 1 y 2.

Se comenzó con la estrategia de gestión de accidente severo, la misma se centró en inyectar agua en los reactores para prevenir o mitigar los posibles daños al combustible nuclear.

El centro de respuesta a la emergencia del emplazamiento adoptó la estrategia de utilizar las bombas de incendios fijas accionadas por un motor diésel y vehículos antiincendios para inyectar agua a baja presión en los reactores a través del sistema de protección contra incendios, además de conectar fuentes de energía eléctrica temporales. Para esto se requería la despresurización de los reactores y la alineación de las tuberías de protección contra incendios para inyectar agua al núcleo. Esta estrategia para hacer frente al accidente, a la que se dio la máxima prioridad para las Unidades 1 y 2, era aplicable también a las demás unidades con algunas variaciones.

Ante la falta de refrigeración para remover el calor de decaimiento en el núcleo y en las piletas de almacenamiento de elementos combustibles (EECC) gastados, la temperatura de los EECC se fue incrementando hasta que el material de las vainas reaccionó químicamente con el vapor existente liberando el hidrógeno gaseoso resultante de dicha reacción.

Se estima que lo anterior provocó un aumento en la presión del recipiente primario de contención (PCV), que superó la presión de diseño causando daños / fugas, e hizo necesario el venteo de dicha contención, con lo cual el hidrógeno liberado se acumuló en los edificios de los reactores, alcanzando su



ignición y provocando algunas explosiones importantes en los edificios del reactor de las U1 y U3. Se estima que la PCV de la U2 resultó dañada y se realizó una perforación en la contención secundaria para evitar una explosión de hidrógeno. Además, se produjo la fusión parcial del núcleo de las U1 (55%); U2 (35 %) y U3 (30 %) y, se supone que el hidrógeno generado en la U3 se esparció a través de un conducto dentro de la U4, generando allí otra explosión. En consecuencia, la pérdida de la integridad de las contenciones primaria (PCV) y secundaria (envuelta de los edificios de los reactores) resultó en una importante liberación de radiactividad al ambiente.

## 6. Marco Histórico

Debido al gran terremoto que se produce en Marzo de 2011 en Japón originando un accidente nuclear en las centrales de Fukushima Daiichi, en Junio de 2011, la OIEA organizó una Conferencia Ministerial Internacional sobre Seguridad Nuclear, que culminó en una Declaración Ministerial sobre Seguridad Nuclear. En Septiembre de 2011, por medio de la NOTA ARN 5466-11 se emite el RQ-NASA-038 en el cual se solicita una Evaluación Integral de Seguridad de las Centrales Nucleares Argentinas.

Las evaluaciones integrales de seguridad debían integrar:

- I. Eventos iniciantes concebibles en el emplazamiento con condiciones meteorológicas extremas:
  - Terremotos.
  - Inundaciones / bajantes
  - Otros eventos naturales
- II. Pérdida de funciones de seguridad:
  - Pérdida total de energía eléctrica



- Perdida del sumidero final de calor
  - La combinación de ambas
- III. 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 (seco y húmedo)
  - La integridad de la contención
  - Consideraciones sobre el manejo interno de la emergencia:
  - Dirección y Control
  - Mitigación del daño al combustible
  - Reducción de Emisiones Radiactivas
  - Revisión de Procedimientos
  - Equipos

Como respuesta a dicho requerimiento en Mayo y Junio de 2012 NA-SA envía las evaluaciones de CNA I y CNE y de CNA II respectivamente.

Luego de realizar su evaluación en Abril de 2014, ARN envía 4 nuevos requerimientos (RQ) en consecuencia a esas evaluaciones, dejando sin efecto el RQ-38, contemplando todos los requerimientos presentes en el mismo y adicionando algunos más:

- RQ-CNA I-102
- RQ-CNA II-045
- RQ-CNA I-II-001
- RQ-CNE-097

Los mismos se dividen en 4 puntos:



- Eventos Externos
- Pérdida de Funciones de Seguridad
- Gestión de Accidentes Severos
- Manejo de la Emergencia

## 7. Breve descripción del diseño del Reactor CAREM25

El prototipo CAREM25 es un reactor nuclear de baja potencia (100 MWt) comparado con un reactor nuclear comercial, cuyo diseño está basado en un reactor integrado de agua liviana, que utiliza como combustible uranio enriquecido y venenos quemables. Se caracteriza por tener un sistema primario, parte del sistema secundario y los mecanismos de control, dentro del recipiente de presión (RPR). Esto elimina bombas, permitiendo que el combustible se refrigere mediante circulación natural. Además, de este modo se reduce la cantidad y el tamaño de las cañerías, disminuyendo la probabilidad de accidentes debidos a pérdida de refrigerante.

El reactor CAREM25 es autopresurizado, por lo que elimina el presurizador que tienen otros reactores tipo PWR, y con sistemas de seguridad pasivos. En la Figura 2 se ilustra el RPR del CAREM25 con los internos más importantes.

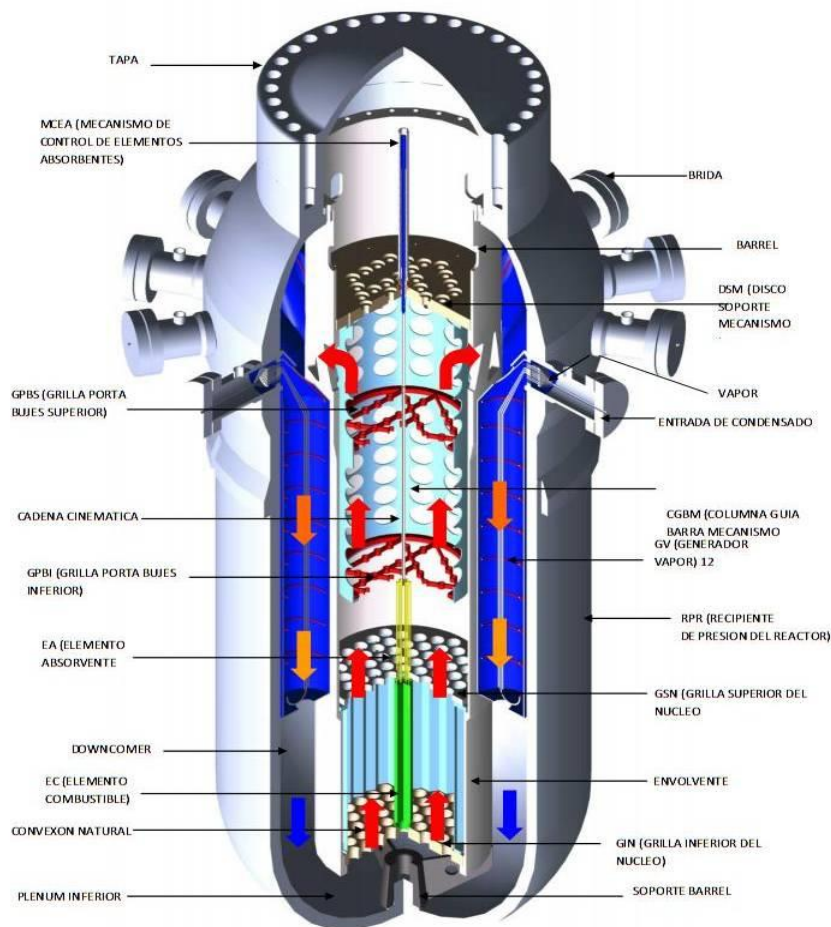


Figura 2: Esquema del RPR del CAREM25

El circuito primario del CAREM25 se encuentra integrado dentro del RPR como se observó en la Figura 2, esto significa que todo el sistema de alta energía, que comprende al núcleo, los generadores de vapor (GVs), el sistema de presurización, y los mecanismos de control están contenidos dentro del RPR. Este tipo de diseño es novedoso en lo que respecta a reactores en potencia.

La circulación natural se produce por la diferencia entre la densidad del refrigerante en el camino ascendente, rama caliente, y la del camino descendente, rama fría, lo que provee la fuerza impulsora para la circulación.

La autopresurización del sistema primario que se produce en el domo de vapor del reactor, es el resultado del equilibrio termodinámico líquido - vapor. Este equilibrio tiene como resultado que la temperatura de la rama caliente a la salida del núcleo coincida con la temperatura de saturación a la presión de operación (12.25 MPa). Al generarse más vapor que el que se condensa, la entalpía de saturación del líquido aumenta, provocando una disminución en la producción de vapor, lo que resultará en una reducción de la presión del sistema. A su vez, al aumentar la temperatura de saturación del líquido, la cantidad de vapor condensado aumentará. De esta forma se estabilizan las variaciones de presión en el sistema primario.

Los GVs son 12, distribuidos en forma de anillo entre el RPR y el “barrel” (ver Figura 2). Los mismos están compuestos por tubos helicoidales de paso único. La circulación de refrigerante del sistema primario tiene un sentido descendente por la carcasa del GV, y continua descendiendo por el downcomer hasta que llega al plenum inferior para ingresar al núcleo. El agua de alimentación del sistema secundario ingresa con un flujo ascendente por el lado tubo, entra como líquido y alcanza el estado de vapor sobrecalentado. La temperatura de la misma al ingreso de los GV es de 200 °C, y la presión de salida es de 4.7 MPa. El sistema secundario del CAREM25 cuenta con un turbogruppo de una sola turbina para la generación de electricidad.

Las barras de control se encuentran dentro del RPR y funcionan por un mecanismo hidráulico que lo diferencia de los otros reactores argentinos, los cuales son por accionamiento electromecánico (bobinas que se desenergizan), este mecanismo permite que en caso de un evento de pérdida de suministro eléctrico, las mismas caigan de manera inmediata.

Los sistemas de seguridad del prototipo CAREM25 son: el primer y el segundo sistema de extinción (PSE y SSE), el sistema de extracción de calor residual (SSECR), el sistema de inyección de seguridad (SIS) y el sistema de alivio de presión. Los mismos se pueden ver en la Figura 3.

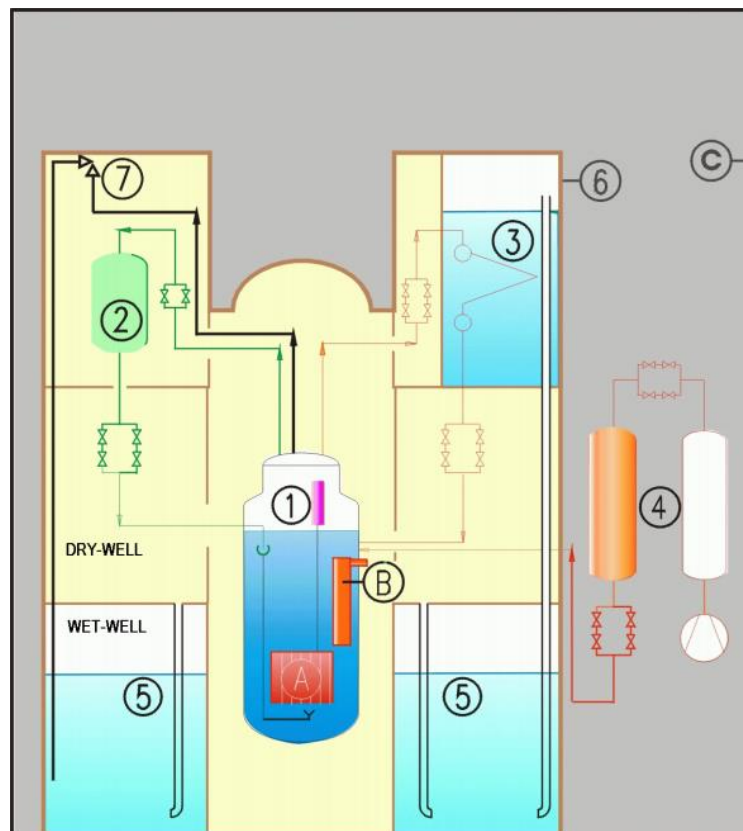


Figura 3: Sistemas de Seguridad y componentes principales [3]

Referencias: Sistemas de seguridad

- 1- Primer Sistema de Extinción
- 2- Segundo Sistema de Extinción
- 3- Sistema de Seguridad de Extracción de Calor Residual
- 4- Sistema de Inyección de Seguridad

- 5- Pileta Supresora
- 6- Contención
- 7- Sistema de Alivio de Presión

## Referencias

1. Núcleo
2. Generadores de Vapor
3. Edificio del reactor

En el CAREM existe un período de gracia de 36hs, en donde las funciones de seguridad son cumplidas con sistemas de seguridad pasivos y que llevan a la planta a un estado seguro, para luego, una vez alcanzadas dichas condiciones, la planta pueda ser refrigerada por sistemas activos relacionados con la seguridad y alcanzar el estado seguro final. Se denomina al periodo de gracia como tiempo de recuperación de sistemas.

El PSE cumplirá la función de extinción del reactor para todo Evento Base de Diseño (EBD), y consiste en la caída de barras, tanto las utilizadas para el control de la reactividad como las exclusivas de seguridad, por gravedad. CAREM25 cuenta con 25 barras de control de Ag-In-Cd, de las cuales 6 no cumplen la función de control de la reactividad, sino que permanecen extraídas durante su condición a la espera cumpliendo solo la función de seguridad. Este conjunto de barras se lo denomina Sistema de Extinción Rápida (SER), y deberá cumplir su función en un lapso no superior a 2 segundos. Las barras restantes componen el denominado Sistema de Ajuste y Control (SAC), y son las encargadas del control de la reactividad del núcleo del reactor en operación, en caso de demandarse la actuación del PSE deberá insertarse para garantizar la subcriticidad de reactor en todos los estados operativos.



La función del SSE es la de extinguir el reactor y mantenerlo subcrítico ante Eventos Postulados de Fallas Múltiples (EPFM) donde se haya postulado falla del PSE. Actúa cuando el Sistema de Protección del Reactor (SPR) encuentra una falla en el PSE o en el caso de un accidente de pérdida de refrigerante primario, LOCA. Este sistema cuenta con agua borada al 4% p/p, que se inyecta al reactor por medio de la acción de la gravedad, en una zona donde favorezca el mezclado con el refrigerante por turbulencia. La descarga del SSE deberá comenzar luego de que se ecualicen las presiones del sistema con la del RPR. El sistema consiste en dos tanques ubicados en la parte superior de la contención, la descarga de sólo uno de los mismos produce el apagado del reactor, el disparo se realiza simultáneamente en ambas redundancias.

El SSECR removerá el calor de decaimiento y reducirá la presión en el sistema primario en el caso de un evento de un LOCA pequeño, para permitir el ingreso de refrigerante del SIS. Deberá evitar que se alcance la presión de disparo de las válvulas de seguridad del RPR, y que al final del periodo de gracia la presión en el sistema primario sea menor al valor correspondiente al de Parada Caliente (4.7 MPa). El SSECR consiste en un sistema cerrado donde se extrae el vapor del sistema primario para hacerlo pasar por unos condensadores y el condensado es devuelto al RPR por debajo del nivel del agua del reactor por acción de la gravedad, y el diámetro de acometida deberá ser el mínimo posible por diseño. El calor extraído es transferido a la pileta supresora ubicada dentro de la contención. El caudal de refrigeración en el circuito será por circulación natural, para lo cual deberá proveerse una diferencia de altura adecuada entre el nivel del RPR y los tubos condensadores para compensar las pérdidas de carga en el sistema. Cuenta con dos redundancias, cada una con dos módulos de condensación, con una capacidad de enfriamiento de 1MW, válvulas de disparo y una pileta, entre los

componentes principales. El diseño del sistema se basa en los criterios de independencia, redundancia y separación física.

La función del sistema de alivio de presión es de protección del RPR limitando su presión ante los siguientes EPFM mediante la apertura de válvulas de seguridad:

- Aumento de la potencia generada con falla del PSE y éxito del SSE.
- Pérdida total de la extracción de calor del RPR, incluyendo falla del SSECR.

El sistema se basa en el principio de redundancia y separación física. El valor de apertura de la primer válvula es de 14 MPa, y la de la segunda de 14,7 MPa [4].

La contención es del tipo supresora de presión, diseñada para que en el caso de un LOCA la presión se mantenga por debajo de los valores de diseño.

El SIS proveerá refrigerante a baja presión al primario para evitar que el núcleo se descubra en caso de un LOCA, y mantenerlo cubierto durante el período de gracia. El sistema es pasivo en su funcionamiento, la presión que debe alcanzar el primario para la actuación del SIS es de 2,3 MPa. Cuenta con 2 redundancias iguales e independientes.

### **7.1. Descripción en base a defensa de profundidad**

El diseño del CAREM se basa en el principio de defensa en profundidad, en el cual se divide en 4 niveles:

#### **Primer Nivel de Defensa en Profundidad:**



Incluye un amplio rango de consideraciones conservativas en el diseño, desde el emplazamiento hasta el desmantelamiento, tendiente a confinar el material radiactivo y reducir tanto como sea posibles desviaciones de las condiciones de operaciones normales como fallos, es decir cubre aspectos de prevención.

### **Segundo Nivel de Defensa en Profundidad:**

Detección de fallas y el control de operaciones anormales, para evitar que se agraven y deriven en condiciones más severas, de manera de retornar a la operación de la planta, tan pronto como sea posible una vez subsanada la falla.

Los EI a ser controlados en este nivel son los denominados EOP, los EOP que sí requieren la extinción del reactor EOPP (son parte del grupo de EIP) y se debe ejercer la función de refrigeración/inyección (abordada por sistemas no afectados por el EI).

A algunos sistemas de procesos se le ha asignado un rol principal desde el punto de vista de seguridad nuclear y se los denomina Sistemas de Reducción de Riesgo (SRR).

### **Tercer Nivel de Defensa en Profundidad:**

Detección y control de EP de manera tal de evitar daño en los combustibles y en la envuelta de presión y que éstos deriven en accidentes severos. Este Nivel se divide en 2 subniveles, cuyos objetivos son:

#### **3A: Detección y Control de EIPU (Línea Principal de Protección):**

- Etapa 1 Estado Seguro (Período de Gracia): SS-LPP. Los Sistemas de este grupo son: el PSPR (encargado de detectar EI y demandar la actuación del resto de los SS-LPP), el PSE (para la función de extinción), el SSECR y el SIS (para las funciones de refrigeración e inyección, respectivamente), y el



sistema contención y válvulas de aislación de HVAC y GVs (función confinamiento de radionucleídos).

- Etapa 2 Estado Seguro Final: SESF

### 3B: Detección y Control de EPFM (Línea Diversa de Protección):

- Falla de sistema en Etapa 1: Estado Seguro (SS-LDP). Estos sistemas son: el SSPR (encargado de detectar a EI y demandar la actuación del SSE), el SSE (para la función de extinción), y las válvulas del Sistema de Limitación de Presión y Despresurización del RPR (para las funciones de refrigeración y permitir la inyección, del SIS ante falla del SSECR).

- Falla de sistemas en Etapa 2: Sistemas de Extensión de Estado Seguro (SEES), cumplen su función ante una eventual falla de causa común que afecte a los SESF.

### Cuarto Nivel de Defensa en Profundidad:

Supone la falla del Nivel 3, mitigación del AS con daño parcial o total en el núcleo, con el fin de mantener en la medida de lo posible el corium dentro del RPR y la integridad de la contención se utilizan los Sistemas de mitigación de accidentes severos (SMAS).

Las funciones relacionadas con la extinción, refrigeración y confinamiento, se ejercen en forma pasiva (sin necesidad de suministro eléctrico) durante el período de gracia, etapa 1, llevando a la planta al denominado estado seguro, en donde la energía removida del sistema primario es almacenada en la contención supresora de presión. Los sistemas que pertenecen a la denominada línea principal de protección actuarán ante EIPU (EIP en donde se postula la falla de los SRR o bien éstos superan la capacidad de control dentro



del Nivel de DenP). Los sistemas que pertenecen a la denominada línea diversa de protección actuarán ante la ocurrencia de EPFM, es decir EIP con fallas adicionales postuladas en la línea principal de protección.

Durante del período de gracia, y una vez alcanzado el estado seguro, el objetivo es llevar la planta al denominado estado seguro final, con medios activos (Subnivel 3A de DenP, etapa 2). Para ello se recurre a los denominados Sistemas de Estado Seguro Final (SESF), que pueden ser alimentados mediante el suministro eléctrico de emergencia (con soporte de generadores diésel) que también pertenecen a este nivel. Las acciones de habilitación de estos sistemas para la transición del estado seguro al seguro final serán realizadas por el operador, a excepción del arranque de los generadores diésel, que es automático ante falla en las barras de suministro eléctrico normal.

En caso de falla de los SESF ya sea por falla propia o una situación de pérdida total de suministro eléctrico de potencia prolongada (en barras normales y de emergencia) más allá del período de gracia, se proveen sistemas o medios para que de manera autónoma se pueda continuar con el estado seguro más allá de este período. Para ello hay conexiones para medios externos autónomos para reponer inventario al RPR, a la pileta del SSECR y refrigerar a ésta y a la pileta supresora de la contención. Estos sistemas se denominan Sistemas de Extensión del Estado Seguro y se encuadran dentro del Subnivel 3B de DenP, etapa 2.

Los Sistemas de Mitigación de Accidentes Severos, que cumplen funciones dentro del Nivel 4 de DenP para controlar y mitigar un accidente severo postulado, son el rociado externo del cabezal inferior del RPR y el sistema de control de hidrógeno, con el fin de proteger a la contención y en donde ésta,



como barrera y en la medida de lo razonablemente practicable, cumple la función de confinamiento de radionucleídos.

En la Figura 4 se resume lo que se describe previamente.

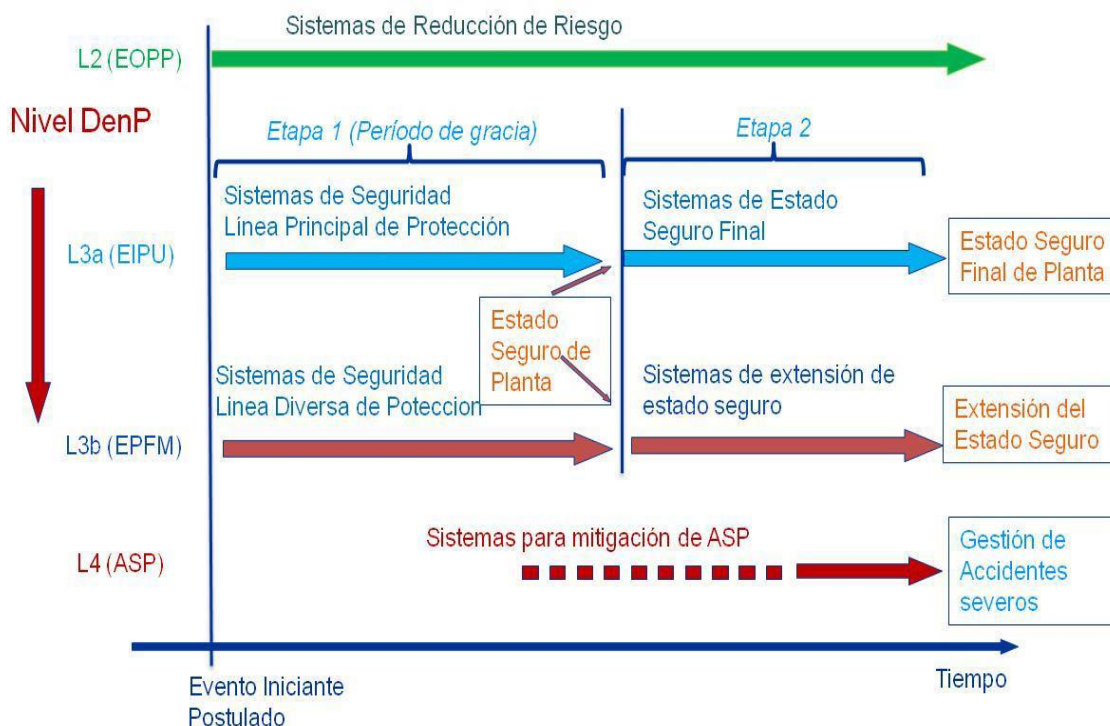


Figura 4: Sistemas del CAREM25 de acuerdo a DenP

Los sistemas en los que nos centraremos en el presente informe son los que cumplen funciones en el tercer y cuarto nivel de DenP.

## 8. Requerimiento genérico para el reactor CAREM

El presente requerimiento se construye a partir de los requerimientos emitidos a las centrales CNA I, CNA II y CNE, los cuales fueron realizados para tener en cuenta las lecciones aprendidas del accidente de Fukushima, y de esa

manera aumentar la seguridad de las centrales. El requerimiento mantiene el mismo orden y división de dichos RQs.

## **1. EVENTOS EXTERNOS**

### **1.1. Evaluar del diseño sísmico**

### **1.2. Evaluar la capacidad sísmica de los sistemas de seguridad**

### **1.3. Implementar los procedimientos de emergencia y las estrategias preventivas que consideren la salida de servicio de la planta en caso de bajantes extremas, basándose en estudios de condiciones límites de operación para descenso en los valores del nivel del río a los efectos de sistematizar la maniobra para la salida de servicio.**

### **1.4. Instalar instrumentación sísmica dentro de la planta**

### **1.5. Evaluar el impacto de otros eventos externos naturales como ser: tornados y misiles.**

## **2. PÉRDIDA DE FUNCIONES DE SEGURIDAD**

### **2.1. Implementar mejoras adicionales al sistema eléctrico de emergencia que incluyan la alimentación a las barras de corriente de emergencia y la duplicación de los interruptores de acoplamiento entre barras normales y aseguradas.**

### **2.2. Disponer de fuentes alternativas a las existentes para el suministro de agua de reserva asegurada para hacer frente a situaciones de accidente severo provocados por la pérdida de los sumideros de calor, de manera de asegurar la refrigeración de las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados en el largo plazo:**



- a) **Asegurar el proceso de relleno de agua de las piletas de almacenamiento de combustible gastado desde un reservorio alternativo.**
  - b) **Contar con una bomba independiente para cumplir con lo previamente mencionado, alimentada por un generador diésel móvil o desde una barra asegurada.**
- 2.3. Disponer de recursos alternativos a los existentes para el suministro de energía eléctrica asegurada mediante un generador diésel móvil para abastecer los consumos esenciales requeridos para hacer frente a situaciones de accidente severo provocados por la pérdida total del suministro eléctrico, a los efectos de asegurar la refrigeración del núcleo y de las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados en el largo plazo. Se deberá disponer de un depósito cercano y seguro para dicho generador/es y los correspondientes accesorios o dispositivos que permitan conectar rápidamente el mismo con las líneas de suministro de manera de asegurar la refrigeración del núcleo y de las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados en el largo plazo. Asimismo, se deberá prever el suministro de combustible necesario.**
- 2.4. Disponer de los sistemas y acciones necesarios para extender el suministro eléctrico de las baterías y su recarga, en caso de un evento de pérdida total de suministro eléctrico.**
- 2.5. Instalar en sala de control secundaria un sistema de instrumentación y control de la piletas de almacenamiento de EECC gastados que permita monitorear el nivel y la temperatura del agua y que sea independiente de la existente en la sala de control**



principal, de tal modo que las mediciones se repitan en ambas salas.

**2.6. Implementar mejoras en protecciones de estación de 132 kV, para mejorar la confiabilidad del suministro preferido alterno.**

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

**3.1. Revisar el Programa de Gestión de Accidentes Severos. El mismo debe incluir las correspondientes procedimientos/guías para la prevención y mitigación de los mismos, considerando las enseñanzas del accidente de Fukushima. Lo anterior implica incluir las estrategias para enfrentar la ocurrencia de eventos externos extremos más allá de las bases de diseño que provoquen la pérdida de las funciones de seguridad y lleven la planta a una condición de accidente severo.**

**3.2. Analizar las estrategias para disminuir la presión de la contención durante accidentes severos**

**3.3. Implementar los medios para disponer de refrigeración del lado externo del recipiente de presión, cuando ya se esté en condiciones de daño importante al núcleo.**

**3.4. Instalar la instrumentación necesaria en el reactor, la contención y las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado, para disponer de la información requerida para el manejo de accidentes severos, es decir en las condiciones ambientales producidas por accidentes más allá de las bases de diseño. Incluyendo en la sala de control secundaria un sistema de I&C de la pileta de almacenamiento de EECC gastados que permita monitorear el nivel y la temperatura del agua y que sea independiente de la existente en la sala de control principal.**



**3.5. Instalar los recombinadores auto-catalíticos pasivos requeridos para el manejo del hidrógeno en el interior de la contención.**

**3.6. Implementar la disponibilidad de utilización de equipos portátiles de purificación de aire a los efectos de mantener la habitabilidad de la sala de control principal ante la ocurrencia de accidentes severos.**

#### **4. MANEJO DE LA EMERGENCIA**

**4.1. Término fuente: Mantener actualizado el inventario radiactivo del reactor (estado estacionario, incluyendo las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados).**

**4.2. Disponer de los medios para retener el agua empleada en tareas de descontaminación en el sitio u otro dispositivo o facilidad para lograr dicho objetivo.**

**4.3. Disponer de una cantidad adecuada de teléfonos satelitales fijos y móviles para ser utilizados como respaldo de los sistemas de comunicación existentes.**

**4.4. Incorporar generadores eléctricos portátiles acondicionados para garantizar una adecuada iluminación en las áreas exteriores a los edificios.**

## **9. Evaluación conceptual del cumplimiento del RQ**

### **1. EVENTOS EXTERNOS**

#### **1.1. Evaluar del diseño sísmico**



Respecto a la evaluación sísmica del sitio, se pudo verificar que se realizó una recalificación sísmica de CNA I y II en la cual se definió como sismo de revisión a aquel evento con una recurrencia de  $1 \times 10^{-4}$  años y una aceleración máxima de terreno, o PGA (Peak Ground Acceleration) por sus siglas en inglés, de 0,10g, el cual fue obtenido a través de estudios probabilísticos. CAREM utiliza como sismo base de diseño un evento con un valor de PGA de 0,25g, el cual tiene una probabilidad anual de ocurrencia asociada de  $3 \cdot 10^{-6}$ , siendo menor al valor límite de  $10^{-3}$  postulado por la ARN en la norma 3.10.1. De acuerdo a esto se considera que este valor es conservativo. Además se muestra el cumplimiento de la norma AR 3.1.3, para un accidente severo provocado por un sismo severo.

El sismo de diseño del CAREM es mayor porque podría implicar, la pérdida del suministro eléctrico externo, roturas de varias cañerías que acometen al RPR con falla de ambas redundancias del SIS, y/o roturas en líneas de vapor vivo dentro de la contención. Por otro lado también dicho sismo, podría implicar una falla temprana no catastrófica de la contención en la zona del recinto seco.

Aparte de la PGA, el sismo de diseño queda definido por el espectro de respuesta. La forma espectral adoptada se corresponde por la indicada en el Reglamento INPRES-CIRSOC 103. La Figura 5 muestra el espectro de respuesta de diseño utilizado en el CAREM.



**Espectro Diseño CAREM25 - PGA=0,25g**

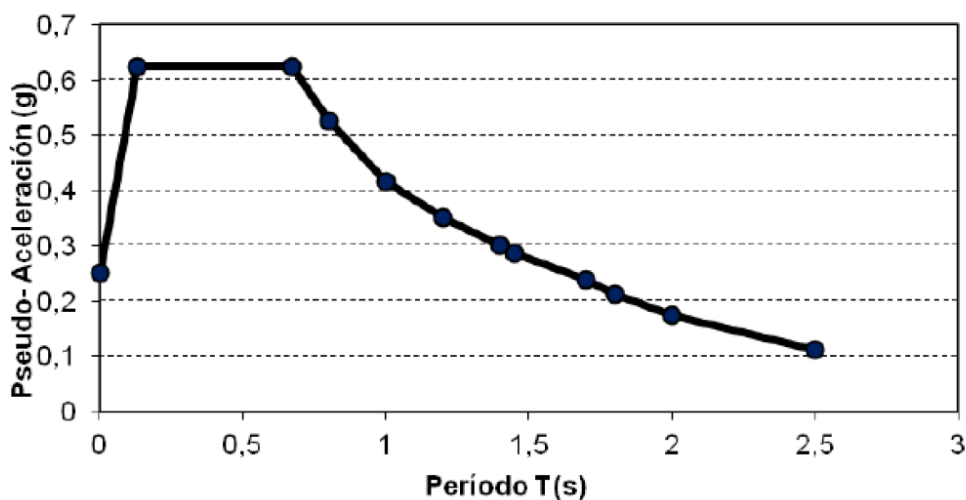


Figura 5: Espectro de diseño para el SSE

Cómo el reactor es del tipo integrado, se decidió diseñar el edificio completo del reactor como si fuera de Clase Sísmica 1 (requiere que la condición funcional y de integridad o la condición de operable en caso de Terremoto Severo de diseño se mantenga), pues se constituye como un único edificio monolítico sin juntas entre sus distintos sectores, aunque no todos los sistemas alojados en el Edificio del Reactor demandan que se lo categorice con dicha categoría. Dentro de este edificio se alojan, entre otros, la contención, las piletas de resinas, de corrientes radiactivas líquidas y de EECC irradiados y sus sistemas asociados, los sistemas de tratamiento de gases activos, los sistemas de protección y de control, etc. Por otro lado, las demás estructuras de la central que quedan clasificadas dentro de dicha clase, y que no están circunscriptas al Edificio del Reactor, son:

- Módulo de Turbogruppo
- Módulo Generación de Emergencia

- Módulo Refrigeración Asegurada - circuito externo

Por el Criterio 14 de la norma 3.3.1 se realizarán ensayos de calificación sobre el sistema de extinción rápida, tanto mecánicos como sísmicos. También sobre los elementos combustibles por el Criterio 17.

**Observación:** De acuerdo al análisis de la información recopilada sobre este punto, se considera cumplido.

### **1.2. Evaluar la capacidad sísmica de los sistemas de seguridad**

Los sistemas de Seguridad Línea Principal de Protección y Línea Diversa de Protección (SS-LPP y SS-LDP respectivamente), los Sistemas de Extensión de Estado Seguro Final (SESF) y los Sistemas de Estado Seguro Final (SEES) están diseñados con Clase Sísmica 1. Como se mencionó anteriormente, es la clase que define los requisitos de ingeniería más restrictivos aplicada a estructuras, edificios y equipos. Además el suministro eléctrico de emergencia también comparte dicha clase.

**Observación:** Si bien aún no se encuentra el diseño terminado de dichos sistemas, este punto se considera parcialmente cumplido. Se deberían evaluar sus ingenierías al encontrarse finalizadas.

### **1.3. Implementar los procedimientos de emergencia y las estrategias preventivas que consideren la salida de servicio de la planta en caso de bajantes extremas, basándose en estudios de condiciones límites de operación para descenso en los valores del nivel del río a los efectos de sistematizar la maniobra para la salida de servicio.**

En relación a las condiciones hidrométricas del río Paraná el CAREM25 recibirá previsiones sobre el nivel del río, provenientes del Sistema de Alerta y de Información Hidrológico para la cuenca del Plata. Este sistema ha sido



desarrollado y es operado por el Instituto Nacional de Aguas (INA). En respuesta al requerimiento emitido por la ARN para el sitio Atucha, NA-SA solicitó al INA un análisis hidrométrico del sitio, cuyos resultados fueron compartidos con el proyecto CAREM.

Además en caso de pérdida del sumidero final de calor por el diseño del CAREM permite el cumplimiento de la segunda función fundamental de seguridad de extracción de calor del núcleo por medio de sistemas pasivos durante el período de gracia.

**Observación:** De acuerdo al análisis de la información recopilada sobre este punto, se considera parcialmente cumplido. Para cumplirse este punto resta realizar la generación de procedimientos de emergencia en caso de subida o bajantes extremas. Además de presentar los procedimientos para la operación de la planta. Se recomienda mantener actualizado el análisis hidrométrico y realizar con NA-SA un acuerdo para compartir la información del sitio.

#### **1.4. Instalar instrumentación sísmica dentro de la planta**

En el Capítulo 2 y 3 del IDC se informa la instalación en la planta de instrumentación sísmica como parte del PSPR. La misma estará redundada para cumplir con los requisitos de confiabilidad correspondientes.

La activación de la señal de aviso de inicio de sismo causa una señal en la sala de control para notificar al operador.

**Observación:** De acuerdo a la información analizada y si bien se informa la instalación de instrumentación sísmica, no se conoce aún el detalle de la misma. Como recomendación, esto debería requerirse como requisito de la próxima etapa de Licenciamiento. Incluyendo: capacitación por parte del fabricante en temas de mantenimiento y operación, un procedimiento de



interpretación de las mediciones, así como de valores límites y procedimientos en caso de excedencia del Sismo de Operación y del Sismo Base de Diseño. El sitio Atucha cuenta con ésta instrumentación, como respuesta a un requerimiento Post- Fukushima, debiendo ser aún aprobada por la ARN. Podrían realizar un acuerdo con NA-SA para compartir el sensor que se encuentra en campo.

### **1.5. Evaluar el impacto de otros eventos externos naturales como ser: tornados y misiles.**

En Junio de 2017 se presentó a la ARN la actualización de la evaluación de las bases de diseño para estructuras ante los misiles generados por tornados en base a la RG 1.76 Rev 1 de la NRC. La evaluación realizada previamente incluida en el IFS se realizó con la revisión 0 de la guía mencionada. Ésta actualización se adecua con lo utilizado en la revisión de las centrales CNA I y CNA II por lo que ya se encuentra aceptado por la ARN.

La protección contra misiles se analiza para todas las estructuras con Clase Sísmica 1.

Además, en el Capítulo 3 se establece que todas las estructuras de Clase Sísmica 1 están diseñadas para soportar un tornado base de diseño (TDB), el cual es el mismo que para la central Atucha II, debido a la proximidad del sitio, y cuya determinación se fundó en un estudio de recopilación de datos históricos y un análisis probabilístico de ocurrencia. El TBD es un tornado de clase F3 según la escala de Fujita modificado, cuyos parámetros se muestran en la siguiente tabla:

Velocidad máxima de viento	92,2 m/seg
Velocidad de rotación	75,0 m/seg
Velocidad máxima de traslación	18,6 m/seg



Velocidad mínima de traslación	1,9 m/seg
Radio de la máxima velocidad de rotación	45,0 m
Caída de presión	0,1 bar
Coefficiente de caída de presión	0,4 bar/seg

Para los factores de carga y combinación de cargas en el diseño de la contención se utiliza la ASME BPVC Section III, Division 2, Subsection CC.

**Observación:** Si bien se presentó la actualización de la guía que se utilizará para la evaluación de los misiles generados por tornados, el resultado de la misma debería ser incluido en el IFS para su posterior evaluación por la ARN. Además para poder cumplir este punto deberían incluir los procedimientos de emergencia frente a tornados y misiles.

## 2. PÉRDIDA DE FUNCIONES DE SEGURIDAD

### 2.1. Implementar mejoras adicionales al sistema eléctrico de emergencia que incluyan la alimentación a las barras de corriente de emergencia y la duplicación de los interruptores de acoplamiento entre barras normales y aseguradas.

Tanto en el diagrama unifilar [6] presentado como en el Capítulo 8 del IDC se menciona que las barras de emergencia estarán alimentadas por los Generadores Diésel.

Por otro lado, del diagrama unifilar se desprende que la alimentación a las barras aseguradas se encuentra duplicada, encontrándose una alimentada directamente del transformador principal y por otro lado de las barras Clase IV.

Los Generadores Diésel son de 2 tipos, los Stand by y los Ancillary. Según el diagrama Unifilar, los Generadores Diésel Stand by alimentan las barras Clase



III-NO-1E y los Ancillary las barras Clase III-1E. Desde ambos grupos de generadores se le puede proveer energía a los cargadores de baterías ya que las barras clase III-no 1E y clase III-1E se pueden acoplar.

**Observación:** De acuerdo al análisis de la información recopilada sobre este punto, se considera cumplido.

**2.2. Disponer de fuentes alternativas a las existentes para el suministro de agua de reserva asegurada para hacer frente a situaciones de accidente severo provocados por la pérdida de los sumideros de calor, de manera de asegurar la refrigeración de las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados en el largo plazo.**

- a) **Asegurar el proceso de rellenado del agua de las piletas de almacenamiento de combustible gastado desde un reservorio alternativo.**

En un documento de referencia del área de seguridad nuclear [9] se establece la Función de Seguridad de refrigerar los EECC irradiados almacenados en piletas ante EP, esta función se encuentra dentro del nivel 3 de DenP. Esto se va a realizar mediante el Sistema de Inyección de agua a Pileta de Elementos Combustibles Irradiados por medios externos, este sistema repone el agua de la piletas por medios externos luego del periodo de gracia. Además, tiene un sistema de rociado que en el caso de una falla del sistema estructural de la piletas, mantenga refrigerados los combustibles que se encuentran parcial o totalmente al descubierto. A este sistema se le realiza un análisis de modos y efectos de fallas (AMEF) [7].

**Observación:** La ingeniería de este sistema aún no se encuentra definida. Se recomienda requerir su evaluación por parte de la ARN una vez finalizada, con el detalle de los medios externos a ser utilizados y sus procedimientos. Debería incluir en la información la fuente que será utilizada como alimentación, pudiendo utilizarse para esto napa freática, reservorios, piletas, bombas antiincendios (como es el caso de CNA II y CNE), y cisternas móviles (CNE).

**b) Contar con una bomba independiente para cumplir con lo previamente mencionado, alimentada por un generador diésel móvil o desde una barra asegurada.**

No se posee información del diseño del Sistema en el estado actual del proyecto.

**Observación:** Se recomienda para el cumplimiento de este punto una bomba con conexión para un diésel móvil. Además se podría considerar la incorporación de una bomba sumergible para reponer el agua de piletas o cisternas, esto fue incorporado en CNE para cumplir con un punto del RQ-CNE-097.

Esta estrategia de refrigeración alternativa junto con su bomba independiente podría ser considerada como guía en el Programa de Gestión de Accidentes Severos (PGAS).

**2.3. Disponer de recursos alternativos a los existentes para el suministro de energía eléctrica asegurada mediante un generador diésel móvil para abastecer los consumos esenciales requeridos para hacer frente a situaciones de accidente severo provocados por la pérdida total del suministro eléctrico, a los efectos de asegurar la refrigeración del núcleo y de las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados en el largo**



**plazo. Se deberá disponer de un depósito cercano y seguro para dicho generador/es y los correspondientes accesorios o dispositivos que permitan conectar rápidamente el mismo con las líneas de suministro de manera de asegurar la refrigeración del núcleo y de las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados en el largo plazo. Asimismo, se deberá prever el suministro de combustible necesario.**

En el documento de Criterios de Diseño del Sistema Eléctrico se menciona la compra de un diésel móvil para la recarga de las baterías del sistema ininterrumpible, sin presentar mayor detalle.

**Observación:** De ser el caso de que el único diésel móvil que tendrá la planta será el mismo que para la recarga de baterías, se recomienda requerir en sus usos las siguientes cargas:

- Suministro de agua para refrigeración del núcleo
- Suministro de agua para refrigeración de piletas de combustible gastado
- Recarga de baterías
- Suministro de iluminación

Cada una con conexión definida en equipos puntuales, por ejemplo: a la bomba del sistema mencionado en el punto 2.2, las baterías Clase 1E y no 1E. Así mismo se debería solicitar un detalle de las cargas y los procedimientos para cada uno de sus usos y la disposición del combustible. Además deberían disponer de un depósito para su almacenamiento. Se debería analizar el lugar para la ubicación del mismo, así también si el mismo debe ser calificado sísmicamente y protegido contra misiles y tornados. El suministro del combustible para el diésel debe contemplar el consumo ante un evento de Black Out por 72 hs.



En caso de actuación del SSECR ante un EBD para continuar extrayendo el calor del núcleo, se realiza la reposición de inventario del RPR desde la Pileta de Supresión de Presión (PS) por el Sistema de Inyección a RPR desde PS a través del Sistema de Refrigeración en Parada (SRP). La función de refrigeración del núcleo en el CAREM25 se cumple solamente manteniendo el núcleo cubierto

#### **2.4. Disponer de los sistemas y acciones necesarios para extender el suministro eléctrico de las baterías y su recarga, en caso de un evento de pérdida total de suministro eléctrico.**

Se considera un diésel móvil para recarga de las baterías, de no ser el mismo que en el punto anterior, debe tener las mismas consideraciones mencionadas [8].

**Observación:** De acuerdo al análisis de la información recopilada sobre este punto, se considera cumplido en el momento de disponer del mismo. Como recomendación, se debería requerir la definición de las cargas del diésel móvil con sus procedimientos.

Esta estrategia de extender el suministro eléctrico de las baterías podría ser considerada como guía en el Programa de Gestión de Accidentes Severos (PGAS).

#### **2.5. Instalar en sala de control secundaria un sistema de instrumentación y control de la pileta de almacenamiento de EECC gastados que permita monitorear el nivel y la temperatura del agua y que sea independiente de la existente en la sala de control principal, de tal modo que las mediciones se repitan en ambas salas.**



Por los criterios de diseño de la sala de control secundaria, la instrumentación presente en la misma debe ser independiente a la de la sala de control principal. En el Capítulo 7 y en el documento soporte [11] se mencionan los parámetros a monitorear pero aún no se especifica la instrumentación de las salas de control, principal y secundaria.

Los parámetros a monitorear dentro del DenP 1 son:

- Nivel en Pileta de elementos combustibles gastados
- Temperatura de Pileta de elementos combustibles irradiados

**Observación:** Se considera importante verificar su cumplimiento en una etapa más avanzada del proyecto. De no contar con esta medición en sala de control secundaria se recomienda requerir su inclusión.

### **2.6. Implementar mejoras en protecciones de estación de 132 kV, para mejorar la confiabilidad del suministro preferido alterno.**

De acuerdo al análisis de la información relevada y al estado en que se encuentra el proyecto, no se presenta información de dichas mejoras en las protecciones.

**Observación:** El requerimiento está orientado en mejorar la confiabilidad del suministro eléctrico externo mediante la implementación de mejoras como: protecciones de barra, de línea y protección de falla del interruptor. Se debería verificar su cumplimiento con el avance del mismo mediante una evaluación de la información por parte de la ARN

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

### **3.1. Revisar el Programa de Gestión de Accidentes Severos. El mismo debe incluir las correspondientes procedimientos/guías para la**



**prevención y mitigación de los mismos, considerando las enseñanzas del accidente de Fukushima. Lo anterior implica incluir las estrategias para enfrentar la ocurrencia de eventos externos extremos más allá de las bases de diseño que provoquen la pérdida de las funciones de seguridad y lleven la planta a una condición de accidente severo.**

En relación al Programa de Gestión de Accidentes Severos (PGAS) para el reactor CAREM 25, se pudo verificar el trabajo del Departamento de Seguridad Nuclear del proyecto a pedido de la ARN. Actualmente se están desarrollando tareas cuyo alcance consiste en la revisión de normativa internacional con el fin de determinar los conceptos básicos para la Implementación de un PGAS, su enfoque y la metodología de implementación y revisión del mismo. Estas tareas serán de vital importancia a la hora de desarrollar el PGAS del reactor CAREM y sus procedimientos y guías asociados.

En agosto de 2017, el departamento de SN del CAREM, realizó una presentación con el objetivo de informar los avances en los trabajos realizados hasta el momento. Se tomó conocimiento que para la implementación del PGAS se utilizarán como referencia las guías:

- EPRI, Severe Accident Management Technical Basis Report, 2012.
- IAEA, Safety Guide No. NS-G-2.15, Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants, 2009.
- IAEA, Safety Reports Series No. 32, Implementation of Accident Management Programmes in Nuclear Power Plants, 2004.
- IAEA, Technical Reports Series No. 368, Accident Management Programmes in Nuclear Power Plants, 1994.

**Observación:** El Programa de Gestión de Accidentes Severos es parte de la documentación de carácter mandatorio que será solicitada por ARN como



requisito para la emisión de la Licencia de Operación del CAREM 25. Uno de los criterios principales para la confección del PGAS es que debería considerar las enseñanzas adquiridas post accidente de Fukushima para el manejo de los eventos severos. Lo anterior implica incluir las estrategias para:

#### **Prevención - (Procedimientos)**

- Prevenir el daño de núcleo ante eventos

#### **Mitigación - (Guías)**

- Detener la progresión del daño de núcleo.
- Mantener la integridad de la contención tanto como sea posible.
- Minimizar liberaciones de material radiactivo y sus consecuencias.

Los Procedimientos comprenden un listado paso a paso de acciones a tomar por el usuario ante eventos. Los mismos deberían definirse como reglas claramente especificadas, siendo altamente estructurados y prescriptivos.

Las Guías comprenden un set limitado de estrategias las cuales especifican acciones a tomar por el operador, dependiendo de una evaluación de las condiciones de planta, a partir de la determinación de síntomas que indiquen una amenaza a las barreras de retención de productos de fisión. Las Guías de AS deberían ser estructuradas pero no prescriptivas basadas en análisis de mejor estimación. Deberían ser escritas en un lenguaje y formato claro y sencillo de comprender en situaciones de alto nerviosismo, por lo que se deberá prestar especial atención a la hora de la revisión. Deben contener:

- Objetivos y estrategias asociadas.
- Diagramas lógicos que indiquen los parámetros a monitorear y las acciones a tomar asociadas a las estrategias disponibles.



- Condiciones de entrada claras, en base a parámetros de planta (síntomas) que indican una condición de daño particular.
- Posibles consecuencias positivas y negativas de las estrategias implementadas.
- Resolución de posibles conflictos de prioridades en la implementación de las guías
- Condiciones de salida claras.

Como ejemplo y basándose en la experiencia relevada respecto a las centrales en operación, se podrían proponer las siguientes Guías para el Manejo de Accidentes Severos establecidas para los operadores en Sala de Control y también para el equipo de soporte técnico:

- Guía para la evaluación del estado de planta
- Guía de Monitoreo a largo plazo, estado de la contención, emisiones, temperaturas con la posibilidad de utilizar instrumentación no clasificada.
- Guía de Finalización de las guías AS
- Guía de Lineamientos principales para la sala de control.
- Guía de reposición por medio de fuentes alternativas de la pileta de combustibles gastados junto con su bomba independiente.
- Guía de reposición de suministro de agua para la refrigeración del núcleo.
- Guías en caso de pérdida de suministro eléctrico externo. Este guía podría incluir la guía de suministro eléctrico mediante un generador diesel móvil. La misma puede contemplar las siguientes cargas: recarga de las baterías, iluminación, cargas puntuales para la



refrigeración de elementos combustibles tanto en piletas como en el núcleo.

- Guía para extender el suministro eléctrico de las baterías.
- Guía de Aislación y venteo de la Contención.
- Guía de Suministro alternativo al sistema de rociado externo del cabezal inferior del RPR.
- Conexiones eléctricas manuales en los equipos de emergencia.

### **3.2. Analizar las estrategias para disminuir la presión de la contención durante accidentes severos**

Originalmente no estaba contemplado en el IDC la inclusión de una válvula de venteo o de alivio de la contención, a raíz de esto la ARN requiere una explicación de su omisión por medio del RQ- CAREM-003. Por medio de una NOTA [12] CNEA responde que se preparará un informe técnico justificando la no inclusión de la misma. Además agrega, “Sin embargo y a fin de evitar demoras en el inicio de la construcción del Módulo Nuclear, se incluirá en el proyecto una penetración a la Contención para tal sistema por si su instalación llegare eventualmente a ser necesaria o requerida”. En una nueva revisión del Capítulo 6 (Rev. 3) se pudo verificar que se ampliaron los estudios presentados previamente, demostrando la capacidad de algunos sistemas activos ya previstos por el diseño, para controlar en forma adecuada el aumento progresivo en la presión que se había observado en varios EIP. En los resultados de los sistemas de calor de la contención se demuestra que luego de las 36 hs y hasta 76 hs, es decir por un período de 40 horas adicionales al período de gracia es posible alcanzar un estado final seguro. Con la intervención de estos sistemas y considerando una presión inicial de 0.5 MPa se logra reducir la presión en los recintos de la contención evitando superar la presión de diseño de la misma.



**Observación:** Se recomienda verificar durante la construcción la inclusión de la penetración a la contención correspondiente.

**3.3. Implementar los medios para disponer de refrigeración del lado externo del recipiente de presión, cuando ya se esté en condiciones de daño importante al núcleo.**

Se verificó en el documento de referencia [9] la función de seguridad: “Remover la potencia generada en el material fundido alojado en el cabezal inferior del RPR para mantener la integridad del mismo”, para cumplir con la FFS 3. El sistema diseñado para cumplir con esta función es el Sistema autónomo de Rociado externo del cabezal inferior del RPR, el mismo realiza la refrigeración del núcleo por medios externos del recipiente de presión cuando ya esté en condiciones de daño importante al núcleo. Este sistema está constituido por cañerías que permiten refrigerar externamente el cabezal inferior del RPR con agua inyectada mediante equipos autónomos externos a la contención. Las penetraciones a la contención contarán con válvulas de aislación, con alimentación dedicada y será operado manualmente en forma remota bajo procedimiento. El objetivo es contener el corium dentro del RPR, a fin de evitar la rotura del RPR y la interacción del corium con el hormigón de la contención, controlando de esta manera la progresión del accidente severo dentro del Nivel 4 de Defensa en Profundidad.

De acuerdo a información brindada por el Departamento de Seguridad Nuclear del CAREM se confirmó que realizaron cálculos de la cantidad de calor que deberá ser extraído por el sistema. No se prevén fenómenos físicos que pudiesen provocar detrimento en la refrigeración, al refrigerar desde el lado externo de la vasija.

**Observación:** De acuerdo al análisis de la información recopilada sobre este punto, se considera cumplido. Se recomienda requerir un análisis de la factibilidad de que el sistema pueda cumplir con su función.

**3.4. Instalar la instrumentación necesaria en el reactor, la contención y las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado, para disponer de la información requerida para el manejo de accidentes severos, es decir en las condiciones ambientales producidas por accidentes más allá de las bases de diseño. Incluyendo en la sala de control secundaria un sistema de I&C de la pileta de almacenamiento de EECC gastados que permita monitorear el nivel y la temperatura del agua y que sea independiente de la existente en la sala de control principal.**

En el documento de referencia [10] se menciona que el CAREM utiliza el documento del OIEA NP-T-3.16, “Accident Monitoring Systems for Nuclear Power Plants”, en el cual se explicita el monitoreo de parámetros necesario para el manejo de accidentes severos. El mismo es un documento posterior al accidente de Fukushima Daiichi por lo cual se realiza un análisis del mismo y es la referencia más reciente del OIEA respecto al tema de monitoreo en centrales nucleares para gestión de accidentes. En este reporte del OIEA realiza un repaso por las diferentes referencias internacionales que existen sobre instrumentación sobre el monitoreo necesario para la gestión de Eventos Postulados (EP) y Accidentes Severos Postulados (ASP). En el mismo distingue explícitamente el monitoreo de parámetros necesario para la gestión preventiva de accidentes del monitoreo necesario para la gestión mitigativa de accidentes, siendo ésta última la correspondiente al manejo de accidentes severos. Respecto a este tema se referencia la guía OIEA NS-G-2.15 “Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants”, en la cual se presentan los aspectos más relevantes a considerar para las guías de accidentes severos. Con respecto a las estrategias a seguir hace referencia al



informe del OIEA SRS-No.32 “Implementation of Accident Management Programmes in Nuclear Power Plants”, el cual toma como base un reporte de aplicación en las centrales de EEUU.

Además utilizan la norma IEEE-497-2010, “Standard Criteria for Accident Monitoring Instrumentation for Nuclear Power Generating Stations”, es cual es de uso extendido mundialmente para la instrumentación de monitoreo.

En la presentación del Programa de Gestión de Accidentes Severos por el grupo de Seguridad Nuclear del CAREM25 se menciona la instrumentación debidamente clasificada para su uso en accidentes severos (IAEA TECDOC-1818), y la consideración de instrumentación alternativa, no clasificada para accidentes severos en caso de no contar con la instrumentación dedicada.

Además mencionan que se debe proveer medios alternativos para evaluar la condición de planta en caso de falla de la instrumentación.

ARN participó de la revisión de los documentos de diseño relacionados con los sistemas de monitoreo, realizando observaciones que fueron tenidas en cuenta por el proyecto CAREM25.

Para poder definir la instrumentación se requieren los parámetros necesarios para poder cumplir con los PGAS, los rangos de medición de los instrumentos se definen mediante cálculos de accidentes.

Así mismo CAREM ya define ciertos parámetros a ser monitoreados en el nivel de DenP 4:

- Presión en el Primario
- Temperatura de vapor en domo
- Nivel en zona activa inferior del núcleo



- Flujo neutrónico
- Actividad en contención
- Presión en la contención
- Temperatura en pileta supresora
- Temperatura en recinto seco
- Hidrógeno en la contención
- Caudal en Línea de rociado del sistema de refrigeración externa del cabezal inferior del RPR. (En principio fuera de contención)
- Rociado cabezal inferior RPR: Medición indirecta por temperatura dentro del RPR y en recinto seco próximo a la periferia del RPR.
- Estado de válvulas de bloqueo de sistema de refrigeración externa del cabezal inferior del RPR
- Caudal de inyección del sistema de alcalinización de PS.
- Estado de válvulas de bloqueo de sistema de inyección de LiOH para alcalinizar PS.

**Observación:** Este punto se considera cumplido parcialmente. Las guías a ser utilizadas son aprobadas por la ARN. Sin embargo, de acuerdo al avance de la ingeniería, debería verificarse la instrumentación que será utilizada para poder cumplir con el monitoreo en el rango necesario durante un accidente severo.

### **3.5. Instalar los recombinares auto-catalíticos pasivos requeridos para el manejo del hidrógeno en el interior de la contención.**

En el IDC y en el documento soporte [9] se verifica que los recombinares están considerados dentro del nivel 4 de DenP, para cumplir la FFS 3. Este sistema está constituido por equipos pasivos para recombinar el hidrógeno que se generaría en caso de un hipotético accidente severo. Están ubicados en

distintos recintos de la contención según la potencialidad de acumulación de H<sub>2</sub> en los mismos.

Además el sistema se encuentra complementado por la instalación de ignitores para los recintos en los cuales los recombinadores no pueden cumplir por sí solos los criterios de diseño.

El monitoreo de hidrógeno en la contención se encuentra en la lista de los parámetros a monitorear del documento de referencia [11], como parte del DenP 4.

**Observación:** De acuerdo al análisis de la información recopilada sobre este punto, se considera cumplido parcialmente. Como recomendación, debería evaluarse la capacidad y ubicación de los recombinantes de hidrógeno.

### **3.6. Implementar la disponibilidad de utilización de equipos portátiles de purificación de aire a los efectos de mantener la habitabilidad de la sala de control principal ante la ocurrencia de accidentes severos.**

Los sistemas de Calefacción, Ventilación y Aire Acondicionado (HVAC) fueron presentados a la ARN en el Capítulo 9 del IDC para el Licenciamiento de la construcción del reactor. En Octubre de 2017 el grupo de HVAC de CNEA realizó una presentación el estado actual y el avance de la ingeniería de los sistemas HVAC relacionados con la seguridad del reactor CAREM25. La misma se dividió en los sistemas del área controlada y los del área supervisada, dentro de ésta última división se encontraban los sistemas para la habitabilidad de la sala de control principal y la de emergencia.

En la misma aclaran el término “sistemas para la habitabilidad” como: “se refiere a los equipos, suministros y procedimientos establecidos para asegurar



que los operadores de sala de control puedan permanecer en la sala de control y tomar acciones para operar la central de forma segura en condiciones de seguridad bajo condiciones de eventos internos o externos, incluyendo eventos de pérdida de refrigerante”.

Se presenta la existencia de un filtrado de emergencia para el caso de detección de radiación en el suministro de aire y de una segunda unidad de filtrado para el caso que éste sistema no esté disponible.

La unidad de tratamiento de aire cuenta con un humidificador, filtro, batería de enfriamiento y de calefacción.

La cabina de filtrado de aire contiene prefiltros, filtro HEPA, filtro de carbón activados y otro filtro HEPA.

Además el sistema de HVAC de sala de control, cuenta con un ventilador centrífugo para la recirculación, toma de aire exterior con persianas de regulación y de corta fuego/humo, y un ventilador de extracción de humos.

Los criterios de diseño de HVAC para las condiciones de habitabilidad de sala de control son:

- Los sistemas HVAC de las áreas de las salas de control son importantes para la seguridad.
- Las condiciones de habitabilidad relacionadas con HVAC de las salas de control y áreas adyacentes se generarán y mantendrán por medio de sistemas redundados, y deberán:
  - Brindar condiciones de confort (temperatura, humedad y nivel sonoro).

- Reducir de las concentraciones de gases tóxicos, humo y vapor.
- Suministrar suficiente aire de renovación.
- Mantener permanentemente presión positiva respecto al exterior de las áreas de las salas de control.
- Ante una señal de detección de radiación en el suministro de aire o en la toma de aire exterior, se pondrá en marcha el sistema de filtrado de emergencia. Si ésta unidad no arranca o no está disponible, automáticamente se pone en marcha la segunda unidad de filtrado.
- Los componentes de los sistemas HVAC que penetran la estructura del área de supervivencia son importantes para la seguridad y están diseñados como clase sísmica 1.
- Los equipos y componentes del sistema HVAC cuya falla podría afectar a la operatividad de los sistemas relacionados a la seguridad y al control están diseñados como clase sísmica 2.
- Los sistemas de HVAC de las áreas de las salas de control estarán dedicados exclusivamente a dichas áreas.
- El diseño de los sistemas de HVAC destinados a generar las condiciones de habitabilidad en las áreas de las salas de control es tal que permiten su inspección periódica.

**Observación:** En las guías NEI 99-03 “Control Room Habitability Assessment Guideline” y la Regulatory Guide 1.196 “Control Room Habitability at Light-Water Nuclear Power Reactors” de la NRC, menciona la importancia de la presencia de humo en la sala de control. Aclara que si bien no están definidos límites regulatorios sobre la cantidad de humo que puede estar presente, la habilidad de la planta para manejar la infiltración de humo se evalúa cualitativamente. La planta debe asegurar un manejo exitoso de la



infiltración de humo para asegurar un correcto apagado y refrigeración del reactor por parte del operador.

Para poder evaluar la necesidad de los equipos portátiles de purificación de aire se recomienda utilizar el Apéndice E de la NEI 99-03 en el cual describe ítems para ser considerados para evaluar la capacidad del operador para poder llevar al reactor a parada segura desde la sala de control o desde algún medio remoto. Además se deberían requerir los procedimientos correspondientes para accionar en caso de una infiltración de humo. Por otro lado, se debe considerar la presencia de sustancias tóxicas.

#### **4. MANEJO DE LA EMERGENCIA**

Como requisito para la emisión de la Autorización del Sitio y Construcción la ARN solicitó un documento que demostrara la viabilidad de los planes de emergencia. El mismo incluyó un convenio con NA-SA para la implementación y coordinación de medidas de acción conjuntas [13], firmado el 11 de Noviembre de 2009. La misma contiene las medidas para la fase de construcción y en puesta en marcha y operación. Además los puntos tratados son:

- Gestión de las Emergencias
- Evaluación del Impacto Ambiental (EIA) y Línea Base
- Instalaciones y Equipamiento para Emergencias
- Propias del prototipo CAREM25
- Capacidad para la evaluación de la progresión del accidente, liberación del material radiactivo al ambiente debida a accidentes y sus consecuencias radiológicas.



El 6 de Abril de 2012 se firmó otro acuerdo para la Gestión de Emergencias en el emplazamiento Nuclear Atucha.

La ARN evaluó oportunamente el documento y fue aceptado para otorgar la Licencia de Construcción [14].

Actualmente, el personal abocado al sitio de construcción del reactor CAREM25 participa de los simulacros de emergencia internos que se practican anualmente en el sitio Atucha. El alcance del mismo corresponde al entrenamiento de las actividades de: prueba de alarma, puesta a cubierto, ingestión de pastillas de Iodo y evacuación.

**4.1. Término fuente: Mantener actualizado el inventario radiactivo del reactor (estado estacionario, incluyendo las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados).**

El término fuente se requiere para conocer el inventario radiactivo en el reactor y las piletas de almacenamiento de combustibles gastados, a los fines de determinar el alcance de las medidas de protección al público en el caso de un accidente nuclear con liberación de material radiactivo al ambiente.

**Observación:** Teniendo en cuenta la baja potencia del CAREM y el periodo de recambio de los elementos combustible (1/3 de núcleo cada aproximadamente 420 días) se podría requerir la actualización del término fuente cada 2 periodos de recambio del mismo.

**4.2. Disponer de los medios para retener el agua empleada en tareas de descontaminación en el sitio u otro dispositivo o facilidad para lograr dicho objetivo.**

La ARN realizó una evaluación de la propuesta de índice de contenido del IFS del reactor CAREM25. En particular en el Capítulo 11 se detectó la omisión



de un punto relacionado a los medios para retener el agua empleada en tareas de descontaminación. Debido a esto la ARN le requirió a CNEA su inclusión dentro del Capítulo.

**Observación:** El Sitio Atucha ha dispuesto de un tanque de 100 m<sup>3</sup> y uno de 20 m<sup>3</sup> como depósitos de agua contaminada. Asimismo, el sitio dispone de 5 contenedores estructurales plásticos de 1000 lt y 17 tambores de 200 lt para coleccionar y almacenar a largo plazo el material radiactivo de lavado. En el caso de CNE se incorporó una facilidad móvil de descontaminación con capacidad de 8000 lts. Se recomienda la incorporación de un sistema como el mencionado para CNE. Se debería verificar el cumplimiento del requisito en la evaluación del IFS.

#### **4.3. Disponer de una cantidad adecuada de teléfonos satelitales fijos y móviles para ser utilizados como respaldo de los sistemas de comunicación existentes.**

Aún no hay información sobre los equipos que serán utilizados como respaldo ante una emergencia.

**Observación:** Se considera importante requerir información sobre los medios de comunicación a ser utilizados como respaldo ante una emergencia, los mismos deben ser suficientes en diversidad y cantidad, uno de estos pueden ser los teléfonos móviles.

#### **4.4. Incorporar generadores eléctricos portátiles acondicionados para garantizar una adecuada iluminación en las áreas exteriores a los edificios.**

En el documento de referencia [8] se verificó la previsión de un sistema de iluminación de emergencia para las áreas internas de los edificios. En el mismo



documento hace referencia a la iluminación externa de los edificios sin poder verificar la implementación de un sistema de emergencia del mismo.

**Observación:** Se considera importante considerar una iluminación externa de emergencia, por lo que se recomienda requerir generadores eléctricos portátiles o algún medio diferente que cumpla esta función. Como se mencionó previamente las barras que alimentan a la iluminación pueden ser una de las cargas del diésel móvil.

## 10. Resumen de las observaciones realizadas

PUNTO		OBSERVACIÓN	
<b>EVENTOS EXTERNOS</b>	1.1	Evaluar del diseño sísmico	Se considera cumplido.
	1.2	Evaluar la capacidad sísmica de los sistemas de seguridad	Parcialmente cumplido. Se deberían evaluar sus ingenierías al encontrarse finalizadas.
	1.3	Implementar los procedimientos de emergencia y las estrategias preventivas que consideren la salida de servicio de la planta en caso de bajantes extremas, basándose en estudios de condiciones límites de operación para descenso en los valores del nivel del río a los efectos de sistematizar la maniobra para la salida de servicio.	Parcialmente cumplido. Resta realizar la generación de procedimientos de emergencia en caso de subida o bajantes extremas. Además de presentar los procedimientos para la operación de la planta. Se recomienda mantener actualizado el análisis hidrométrico y realizar con NASA un acuerdo para compartir la información del sitio.

	1.4	Instalar instrumentación sísmica dentro de la planta	Esto debería requerirse como requisito de la próxima etapa de Licenciamiento. Incluyendo: capacitación por parte del fabricante en temas de mantenimiento y operación, un procedimiento de interpretación de las mediciones, así como de valores límites y procedimientos en caso de excedencia del Sismo de Operación y del Sismo Base de Diseño. El sitio Atucha cuenta con ésta instrumentación, como respuesta a un requerimiento Post- Fukushima, debiendo ser aún aprobada por la ARN. Podrían realizar un acuerdo con NASA para compartir el sensor que se encuentra en campo.
	1.5	Evaluar el impacto de otros eventos externos naturales como ser: tornados y misiles.	El resultado de la evaluación debería ser incluido en el IFS para su posterior evaluación por la ARN. Además para poder cumplir este punto deberían incluir los procedimientos de emergencia frente a tornados y misiles.

PUNTO			OBSERVACIÓN
<b>PÉRDIDA DE FUNCIONES DE SEGURIDAD</b>	2.1	Implementar mejoras adicionales al sistema eléctrico de emergencia que incluyan la alimentación a las barras de corriente de emergencia y la duplicación de los interruptores de acoplamiento entre barras normales y aseguradas.	Se considera cumplido.

		<p>Disponer de fuentes alternativas a las existentes para el suministro de agua de reserva asegurada para hacer frente a situaciones de accidente severo provocados por la pérdida de los sumideros de calor, de manera de asegurar la refrigeración de las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados en el largo plazo.</p>	
	2.2	<p>a) Asegurar el proceso de rellenado del agua de las piletas de almacenamiento de combustible gastado desde un reservorio alternativo.</p>	<p>La ingeniería del sistema que cumplirá ésta función aún no se encuentra definida. Se recomienda requerir su evaluación por parte de la ARN una vez finalizada, con el detalle de los medios externos a ser utilizados y sus procedimientos. Debería incluir en la información la fuente que será utilizada como alimentación, pudiendo utilizarse para esto napa freática, reservorios, piletas, bombas antiincendios (como es el caso de CNA II y CNE), y cisternas móviles (CNE).</p>
		<p>b) Contar con una bomba independiente para cumplir con lo previamente mencionado, alimentada por un generador diésel móvil o desde una barra asegurada.</p>	<p>Se recomienda para el cumplimiento de este punto una bomba con conexión para un diésel móvil. Además se podría considerar la incorporación de una bomba sumergible para reponer el agua de piletas o cisternas, esto fue incorporado en CNE para cumplir con un punto del RQ-CNE-097.</p>

	<p><b>2.3</b></p>	<p>Disponer de recursos alternativos a los existentes para el suministro de energía eléctrica asegurada mediante un generador diésel móvil para abastecer los consumos esenciales requeridos para hacer frente a situaciones de accidente severo provocados por la pérdida total del suministro eléctrico, a los efectos de asegurar la refrigeración del núcleo y de las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados en el largo plazo. Se deberá disponer de un depósito cercano y seguro para dicho generador/es y los correspondientes accesorios o dispositivos que permitan conectar rápidamente el mismo con las líneas de suministro de manera de asegurar la refrigeración del núcleo y de las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados en el largo plazo. Asimismo, se deberá prever el suministro de combustible necesario.</p>	<p>De ser el caso de que el único diésel móvil que tendrá la planta será el mismo que para la recarga de baterías, se recomienda requerir en sus usos las siguientes cargas:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Suministro de agua para refrigeración del núcleo</li> <li>• Suministro de agua para refrigeración de piletas de combustible gastado</li> <li>• Recarga de baterías</li> <li>• Suministro de iluminación</li> </ul> <p>Cada una con conexión definida en equipos puntuales, por ejemplo: a la bomba del sistema mencionado en el punto 2.2, las baterías Clase 1E y no 1E. Así mismo se debería solicitar un detalle de las cargas y los procedimientos para cada uno de sus usos y la disposición del combustible. Además deberían disponer de un depósito para su almacenamiento. Se debería analizar el lugar para ubicación del mismo, así también si el mismo debe ser calificado sísmicamente y protegido contra misiles y tornados. El suministro del combustible para el diésel debe contemplar el consumo ante un evento de Black Out por 72 hs.</p>
	<p><b>2.4</b></p>	<p>Disponer de los sistemas y acciones necesarios para extender el suministro eléctrico de las baterías y su recarga, en caso de un evento de pérdida total de suministro eléctrico.</p>	<p>Se considera cumplido en el momento de disponer del mismo.</p> <p>Cómo recomendación, se debería requerir la definición de las cargas del diésel móvil con sus procedimientos.</p>

	2.5	Instalar en sala de control secundaria un sistema de instrumentación y control de la pileta de almacenamiento de EECC gastados que permita monitorear el nivel y la temperatura del agua y que sea independiente de la existente en la sala de control principal, de tal modo que las mediciones se repitan en ambas salas.	Se considera importante verificar su cumplimiento en una etapa más avanzada del proyecto.
	2.6	Implementar mejoras en protecciones de estación de 132 kV, para mejorar la confiabilidad del suministro preferido alterno.	Se considera importante verificar su cumplimiento en una etapa más avanzada del proyecto. De no contar con esta medición en sala de control secundaria se recomienda requerir su inclusión en la misma, o como alternativa en un tablero independiente en un lugar accesible y en el caso de un accidente en el que quede inhabitable la sala de control que se pueda acceder.

PUNTO		OBSERVACIÓN
<b>GESTIÓN DE ACCIDENTES SEVEROS</b>	3.1	<p>Revisar el Programa de Gestión de Accidentes Severos, el mismo debe incluir las correspondientes procedimientos/guías para la prevención y mitigación de los mismos, considerando las enseñanzas del accidente de Fukushima. Lo anterior implica incluir las estrategias para enfrentar la ocurrencia de eventos externos extremos más</p> <p>El Programa de Gestión de Accidentes Severos es parte de la documentación de carácter mandatorio que será solicitada por ARN como requisito para la emisión de la Licencia de Operación del CAREM 25. Uno de los criterios principales para la confección del PGAS es que debería considerar las enseñanzas adquiridas post accidente de Fukushima</p>

		allá de las bases de diseño que provoquen la pérdida de las funciones de seguridad y lleven la planta a una condición de accidente severo.	para el manejo de los eventos severos.
	<b>3.2</b>	Analizar las estrategias para disminuir la presión de la contención durante accidentes severos	Se recomienda verificar durante la construcción la inclusión de la penetración a la contención correspondiente.
	<b>3.3</b>	Implementar los medios para disponer de refrigeración del lado externo del recipiente de presión, cuando ya se esté en condiciones de daño importante al núcleo.	Se considera cumplido. Se recomienda requerir un análisis de la factibilidad de que el sistema pueda cumplir con su función.
	<b>3.4</b>	Instalar la instrumentación necesaria en el reactor, la contención y las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado, para disponer de la información requerida para el manejo de accidentes severos, es decir en las condiciones ambientales producidas por accidentes más allá de las bases de diseño. Incluyendo en la sala de control secundaria un sistema de I&C de la pileta de almacenamiento de EECC gastados que permita monitorear el nivel y la temperatura del agua y que sea independiente de la existente en la sala de control principal.	Se considera cumplido parcialmente, las guías a ser utilizadas son aprobadas por la ARN. Sin embargo, de acuerdo al avance de la ingeniería, debería verificarse la instrumentación que será utilizada para poder cumplir con el monitoreo en el rango necesario durante un accidente severo.

	3.5	Instalar los recombinaidores auto-catalíticos pasivos requeridos para el manejo del hidrógeno en el interior de la contención.	Se considera cumplido parcialmente. Como recomendación, debería evaluarse la capacidad y ubicación de los recombinaidores de hidrógeno.
	3.6	Implementar la disponibilidad de utilización de equipos portátiles de purificación de aire a los efectos de mantener la habitabilidad de la sala de control principal ante la ocurrencia de accidentes severos.	No presenta información. Se recomienda utilizar el Apéndice E de la NEI 99-03 en el cual describe ítems para ser considerados para evaluar la capacidad del operador para poder llevar al reactor a parada segura desde la sala de control o desde algún medio remoto. Además se deberían requerir los procedimientos correspondientes para accionar en caso de una infiltración de humo. Por otro lado, se debe considerar la presencia de sustancias tóxicas.

PUNTO		OBSERVACIÓN
<b>MANEJO DE LA EMERGENCIA</b>	4.1	Término fuente: Mantener actualizado el inventario radiactivo del reactor (estado estacionario, incluyendo las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados).
	4.2	Disponer de los medios para retener el agua empleada en tareas de descontaminación en el sitio u otro dispositivo o facilidad para lograr dicho objetivo.
		Teniendo en cuenta la baja potencia del CAREM y el periodo de recambio de los elementos combustible (1/3 de núcleo cada 400 días) se podría requerir la actualización del término fuente cada 2 periodos de recambio del mismo.
		Se recomienda la incorporación de un sistema similar al incorporado en CNE, el cual fue una cisterna móvil. Se debería verificar el cumplimiento del requisito en

		la evaluación del IFS.
4.3	Disponer de una cantidad adecuada de teléfonos satelitales fijos y móviles para ser utilizados como respaldo de los sistemas de comunicación existentes.	Se recomienda la incorporación de un sistema como el mencionado para CNE. Se debería verificar el cumplimiento del requisito en la evaluación del IFS.
4.4	Incorporar generadores eléctricos portátiles acondicionados para garantizar una adecuada iluminación en las áreas exteriores a los edificios.	Se considera importante considerar una iluminación externa de emergencia, por lo que se recomienda requerir generadores eléctricos portátiles o algún medio diferente que cumpla esta función. Como se mencionó previamente las barras que alimentan a la iluminación pueden ser una de las cargas del diésel móvil.

## 11. Conclusiones

Como resultado de la evaluación realizada se pudo determinar que en el diseño del reactor CAREM25 se tienen en consideración las lecciones aprendidas del accidente de Fukushima. Sin embargo, se consideran de importancia las observaciones obtenidas del presente trabajo.



## 12. Referencias

- [1] CNEA, Informe de Diseño del Reactor CAREM25
- [2] Yukiya Amano, Informe del Director General, “El accidente de Fukushima Daiichi”
- [3] Delmastro D. , Gómez S., Mazzi R. , Gómez de Soler S. , Santecchia A. , Ishida V., *Características generales del reactor carem-25*, disponible en: [http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/32/068/32068427.pdf#search=%22carem%22](http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/32/068/32068427.pdf#search=%22carem%22)
- [4] IAEA, Small and Medium Sized Reactors: Status and Prospects, Egipto, 2001. Disponible en [http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/33/045/33045014.pdf#search=%22carem%20passive%20system%22](http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/33/045/33045014.pdf#search=%22carem%20passive%20system%22)
- [5] NA-SA, Informe final de Seguridad de Atucha II
- [6] PD-CAREM25E-7-C5000, Rev 0, “CAREM25- Electricidad Diagrama Unifilar General”
- [7] Oficina Técnica de Ingeniería CAREM, Presentación del Sistema de Inyección de Agua a Pileta de EECC Irradiados por Medios Externos
- [8] CD-CAREM25E-1, Rev 0, “Criterios de Diseño del Sistema Eléctrico”.
- [9] CD-CAREM25S-12, Rev 3, “Asignación de Clasificación de Seguridad de Estructuras, Sistemas y Componentes”
- [10] CD-CAREM25S-35, “Criterios para definir Funciones de Seguridad a Nivel Básico relacionadas con Monitoreo para Gestión de Eventos y Accidentes Severos”
- [11] CD-CAREM25S-110, “Requerimientos de Monitoreo de Parámetros Importantes para la Seguridad”.
- [12] NOTA CNEA 700.000-540/2014
- [13] IN-CAREM25L-6-N9700, Rev 0, “Información sobre viabilidad de los planes de emergencia”



[14] AC-CAREM25SH-1-B0000, Rev 0, “Acuerdo Específico N°4 para Gestión de Emergencias en el emplazamiento Nuclear Atucha”



UNSAM  
UNIVERSIDAD  
NACIONAL DE  
SAN MARTÍN