

# Evaluación de Resistencia de Las Centrales Nucleares en los Países Miembros del FORO Iberoamericano de Organismos Reguladores, Radiológicos y Nucleares

## Evaluación de Resistencia de La Central Nuclear Brasileña

### INFORME FINAL

## CONTENIDO

<b>1.</b>	<b>INTRODUCCIÓN</b>	<b>3</b>
1.1	La Política Nuclear en Brasil	3
1.2	El Programa Nuclear Brasileño	3
1.3	Actividades realizadas en Brasil en respuesta al Accidente de Fukushima	4
1.4	Evaluación de Resistencia adoptada por el Foro-iberoamericano	5
<b>2.</b>	<b>METODOLOGIA UTILIZADA EN LA EVALUACIÓN DE RESISTENCIA</b>	<b>7</b>
2.1	Actividades realizada por el Titular	7
2.2	Actividades realizadas por la CNEN	8
<b>3.</b>	<b>DATOS GENERALES DE LAS INSTALACIONES</b>	<b>9</b>
3.1	<b>Ubicación y características generales de la Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto - CNAAA</b>	<b>9</b>
3.2	<b>Descripción de la CNAAA1</b>	<b>10</b>
3.2.1	Emplazamiento	10
3.2.2	Descripción de la unidad	11
3.2.3	Cadenas de Resfriamiento del Rector y sistemas relevantes	13
3.2.4	Cadenas de Resfriamiento de la Piscina de Combustible	16
3.2.5	Suministro de Energía Eléctrica	18
3.2.6	Otros sistemas relevantes	23
3.3	<b>Descripción de la CNAAA2</b>	<b>25</b>
3.3.1	Emplazamiento	25
3.3.2	<b>Descripción de la unidad</b>	<b>25</b>
3.3.3	Cadenas de Resfriamiento del Rector y sistemas relevantes	29
3.3.4	Cadenas de Resfriamiento de la Piscina de Combustible	31
3.3.5	Suministro de Energía Eléctrica	32
3.3.6	Otros sistemas relevantes	39
3.4	<b>Diferencias significativas de seguridad entre las unidades</b>	
3.5	<b>Los Análisis Probabilistas de Seguridad</b>	<b>40</b>

<b>4.</b>	<b>INFORME DEL TITULAR Y EVALUACIÓN DE LA CNEN</b>	<b>44</b>
<b>4.1</b>	<b>Eventos Iniciadores extremos</b>	<b>44</b>
4.1.1	Terremotos	45
4.1.2	Inundaciones	58
4.1.3	Otros eventos naturales extremos	71
<b>4.2</b>	<b>Pérdidas de las funciones de seguridad</b>	<b>80</b>
4.2.1	Pérdida del suministro eléctrico	80
4.2.2	Pérdida del sumidero de calor	91
4.2.3	Pérdida del sumidero de calor coincidente con SBO	94
<b>4.3</b>	<b>Gestión de los Accidentes Severos</b>	<b>96</b>
<b>5.</b>	<b>GESTIÓN DE LAS CONDICIONES DE EMERGENCIA</b>	<b>100</b>
<b>6.</b>	<b>CONCLUSIONES</b>	<b>103</b>
<b>7.</b>	<b>SIGLAS</b>	<b>107</b>

### **Anexos**

1. El diagrama Unifilar General de la CNAAA1 – REO-94421-R17 - “Main One Line Diagram”;
2. El diagrama Unifilar General de la CNAAA2 – YU / B / 1 - “Overall Single Line Diagram” revisión20.

## 1. INTRODUCCIÓN

### 1.1 La Política Nuclear en Brasil

La Constitución Federal de Brasil de 1988 establece en los artículos 21 y 177 que la Unión tiene la competencia exclusiva de la gestión y el manejo de todas las actividades relacionadas con la energía nuclear, incluyendo la explotación de las centrales nucleares. La Unión tiene también el monopolio de la prospección, la extracción, el procesamiento, la explotación y exploración de minerales nucleares, así como las actividades relacionadas con la industrialización y el comercio de minerales y materiales nucleares. Todas estas actividades se llevan a cabo exclusivamente con fines pacíficos y siempre bajo la aprobación del Congreso Nacional.

### 1.2 El Programa Nuclear Brasileño

La Comisión Nacional de Energía Nuclear (CNEN) fue creada en 1956 (Decreto 40.110 del 10/11/1956) para ser responsable por todas las actividades nucleares en Brasil. Más tarde, la CNEN se reorganizó y sus responsabilidades fueron establecidas por la Ley 4118/62 con las modificaciones determinadas por las Leyes 6189/14 y 7781/89. A partir de entonces, se convirtió la CNEN en organismo regulador encargado de regular, autorizar y controlar la energía nuclear, y la generación eléctrica nuclear, fue trasladada por el sector eléctrico.

Eletrobrás Termonuclear SA (Eletronuclear) es la propietaria y operadora de las plantas nucleares. Actualmente, Brasil tiene dos plantas nucleares en funcionamiento (Angra 1. 640 MWth / 610 MWe, PWR de 2-loop y Angra 2 1345 MWth / 1275 MWe, PWR de 4-loop) y una en construcción (Angra 3, 1312 MWth / 1229 MWe, PWR de 4-loop). La construcción de Angra 3 se interrumpió temporalmente en 1991, y en 2009 se ha iniciado las actividades de construcción tras la decisión del Gobierno Federal. Angra 1, 2 y 3 encuéntrase en un sitio común, cerca de la ciudad de Angra dos Reis. Dista, aproximadamente, 130 km del Rio de Janeiro.

Brasil también ha establecido un fabricante de componentes pesados, Nuclebrás Equipamientos Pesados (NUCLEP), una planta de fabricación del combustible nuclear (FCN) y una planta de producción de la torta amarilla (URA) que pertenecen a Industrias Nucleares de Brasil (INB). Brasil tiene también la tecnología para la conversión y el enriquecimiento de uranio, así como empresas de ingeniería e investigación y desarrollo (I + D) institutos y universidades dedicadas al desarrollo de la energía nuclear. Más de 1.500 personas participan en estas actividades. Brasil ocupa el sexto lugar en las reservas mundiales de mineral de uranio, lo que equivale a aproximadamente 310.000 t U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> in situ, recuperables a bajo costo.

Estudios recientes llevados a cabo por la Empresa de Investigación Energética (EPE) y publicado en el Plan Decenal de Energía (2007 – 2016) se han llevado a la decisión de empezar a trabajar en el sitio y la construcción de nuevas centrales nucleares en Brasil. El programa propuesto prevé, además de la finalización de Angra 3, la construcción de dos reactores adicionales de aproximadamente 1000 Mwe en el nordeste de Brasil, hasta finales de esta década, y las posibles otros dos reactores del mismos porte en la región sudeste. Los estudios preliminares para elegir el sitio y la viabilidad están en marcha.

Además, un Comité para el Desarrollo del Programa Nuclear Brasileño (CDPNB) se estableció, con la participación de 12 ministerios. Este comité ha aprobado las propuestas en las áreas de energía eléctrica, ciclo del combustible, los desechos nucleares, aplicaciones médicas, industriales y agrícolas, la estructura organizacional, recursos humanos y la cooperación internacional.

### 1.3 Actividades realizadas en Brasil

A partir de la ocurrencia del accidente en la central nuclear japonesa de Fukushima Dai-chi, en 11 de marzo de 2011, y teniendo en cuenta que un análisis específico y detallado sólo sería posible tras la finalización o cierre formal del evento, similar a lo ocurrido con los accidentes de las Centrales de TMI y Chernobyl. Así la CNEN y el Titular comenzaron un proceso de seguimiento de las informaciones técnicas, de todas las fuentes de información posibles, especialmente de la autoridad japonesa y también del OIEA.

La Comisión Nacional de Energía Nuclear (CNEN) siguiendo las medidas adoptadas por otros organismos reguladores, solicitó una revisión de la seguridad de las Plantas de la Central Nuclear de Angra. En el 13 de mayo, la CNEN aprobó y remitió al Titular de las Plantas de la Central de Angra un Oficio nº 082/11-CGRC/CNEN, en el que se le requería la realización de la referida revisión para los siguientes puntos:

1. Identificar las principales diferencias entre el proyecto de la central nuclear de Fukushima y de las centrales nucleares de Angra;
2. Identificar los sucesos iniciadores externo e interno creíbles y que tienen potencial de causar una falla de causa común;
3. Control de las concentraciones del hidrógeno en la contención;
4. Garantía de suministro de energía eléctrica de emergencia;
5. Cumplimiento de los requisitos de *station blackout (SBO)*;
6. Garantía de suministro de agua en la cadena de resfriamiento (UHS);
7. Procedimientos para los accidentes severos (SAMG);
8. Evaluar el acceso al edificio del reactor y el área de control después de la ocurrencia de algunos eventos externos, tales como: inundación o sismo;
9. Desarrollo de los Análisis Probabilistas de Seguridad Nivel 1, 1 + e 2;
10. Evaluación de "stress tests";
11. Plan de emergencia.

Los análisis preliminares requeridos por el Oficio nº 082/11-CGRC/CNEN debían ser presentados al organismo regulador (CNEN) el 13 de julio de 2011.

El Titular una vez que recibió la noticia del accidente en la central japonesa de Fukushima, estableció un comité, con el objetivo de:

- Monitorear la informaciones del accidente y de las medidas adoptadas para su control;
- Compilar e evaluar las recomendaciones de los organismos internacionales;
- Asesorar la Directoría Ejecutiva sobre los aspectos de la seguridad nuclear resultantes del seguimiento de estas acciones.

Para apoyar el trabajo del comité fue creado un Grupo de Trabajo con la participación de expertos de las Directorías Técnicas y de Operación, para el análisis de las informaciones sobre el accidente y la evaluación de los aspectos relevantes del diseño

de las Plantas de la CNAAA en términos de la capacidad de respuestas a los eventos similares a los ocurridos en Fukushima.

Debido a este seguimiento el Titular empezó un conjunto de verificaciones y revisiones de acuerdo con las recomendaciones del WANO (*World Association of Nuclear Operators*) que contenía el SOER 2011-2 de marzo de 2011. Este trabajo se completó en el día 19 de abril de 2011.

El Titular también empezó un conjunto de investigaciones con el objetivo de reevaluar las condiciones originales de la base de diseño e identificar eventuales vulnerabilidades de las plantas de la central de Angra, incluyendo:

- Revaluación de los criterios de diseño para la protección contra eventos externos;
- Revaluación de los recursos de la central para el control de los accidentes más allá de las bases de diseño.

En la conducción de estos estudios, el Titular consideró las recomendaciones internacionales, principalmente las especificaciones establecidas por el WENRA para el “Stress Test”. El desarrollo e implementación de estos estudios fue estructurado en un formato de programa con prioridad en la asignación de los recursos.

Adicionalmente, y de acuerdo con el resultado de la reunión del FORO ocurrida en Madrid, la CNEN aprobó e remitió a el Titular de las Plantas de la Central de Angra un segundo Oficio de nº 022/12-CGRC/CNEN, donde se requería la realización de la Evaluación de Resistencia acordada en el contexto del Foro-iberoamericano.

#### **1.4 Evaluación de resistencia adoptada por el FORO**

A partir de la ocurrencia del accidente en la central nuclear japonesa de Fukushima Daii-chi, hubo un gran interés entre los organismos de seguridad nuclear de todo el mundo, ya que es una práctica muy bien establecida, de extraerse las enseñanzas de dicho accidente para ser utilizadas en la mejora de la seguridad y también conocer las respuestas de las centrales nucleares ante la ocurrencia de eventos similares a los ocurridos en Fukushima.

Durante la Conferencia Interministerial sobre Seguridad Nuclear realizada en Viena, Austria entre el 20 y 24 de Junio de 2011, específicamente en el 22 de junio de 2011 se realizó una reunión entre los representantes de las Autoridades Regulatorias (AR) miembros del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO) que poseen centrales nucleares, donde se propuso preliminarmente la realización de una Evaluación de Resistencia en dichas centrales. Posteriormente, el plenario de Presidentes del FORO en la reunión efectuada en Santiago de Chile en julio de 2011, resolvió realizar una actividad técnica para el desarrollo de dicha evaluación. La mencionada propuesta consistió en realizar una reevaluación de la seguridad de las centrales nucleares existentes, considerando el accidente ocurrido en la central nuclear japonesa de Fukushima Daii-chi, para detectar eventuales debilidades e implementar las correspondientes mejoras.

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

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

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

Con la finalidad de lograr los mencionados objetivos, se consensuó entre los miembros del FORO que operan centrales nucleares el contenido y el alcance de la mencionada evaluación, para que las correspondientes AR la requieran a los Titulares de las Licencias de Operación de las centrales nucleares (TL) en sus respectivos países. Al respecto, una vez realizada dicha evaluación en cada central nuclear, y presentado el informe requerido a su AR, esta a su vez presentará un informe con los resultados obtenidos y la posición regulatoria sobre la implementación de las mejoras que surjan, para ser revisado por todos los miembros del FORO.

Para tal fin se realizarán dos reuniones técnicas orientadas a tratar los temas mencionados. Como producto de ellas, se elaborará un documento en cada reunión, el primero es el presente documento donde se define el alcance y contenido de la evaluación de resistencia, y el segundo contendrá los resultados de la revisión conjunta de los informes a presentar por los Reguladores que presentará la evaluación realizada en cada central nuclear y la posición regulatoria de los miembros del FORO respecto de dichas evaluaciones.

## 2. METODOLOGIA UTILIZADA EN LA EVALUACIÓN DE RESISTENCIA

Este informe presenta los resultados de la evaluación realizada por la CNEN en el Informe de Evaluación de Resistencias de las Plantas Nucleares de la Central Nuclear de Angra presentado por el Titular. Esta evaluación denominada de “Evaluación de Resistencia”, similar a las Pruebas de Resistencias (*Stress Test*) implementadas por el WENRA y el Grupo ENSREG a nivel europeo, fue establecida por el Foro-iberoamericano aplicables en los países miembros de este foro. Esta evaluación es básicamente una reevaluación de la seguridad de las centrales nucleares existentes, considerando el accidente ocurrido en la central nuclear japonesa de Fukushima.

El objetivo de dicha “Evaluación de Resistencia” es determinar y confirmar los márgenes de seguridad, analizando el comportamiento de las plantas considerando su respuesta a la ocurrencia de eventos extremos que provoquen consecuencias más allá de las bases de diseño, tales como la pérdida total de la alimentación eléctrica y el sumidero final de calor, así como las capacidades para gestionar dichos accidentes.

Durante el periodo comprendido entre la primera solicitud de la CNEN, en mayo de 2011, hasta la solicitud de la evaluación de resistencia, en enero de 2012, el Titular y la CNEN mantuvieron diversas reuniones de seguimiento de status de ejecución de las distintas actividades.

Así, en los subapartados siguientes se presentan algunos de los aspectos metodológicos en que fueron basadas las evaluaciones del Titular y de la CNEN.

### 2.1 Actividades realizadas por el Titular

El Titular ha presentado su informe final en respuesta al Oficio no 022/12-CGRC/CNEN para la Autoridad Regulatoria (AR), la CNEN, en el día 29 de marzo de 2012. Los análisis fueron realizados para las unidades de Angra 1 y 2, y comprende las especificaciones establecidas por el documento, “Evaluación de Resistencia de las Centrales Nucleares en los Países Miembros del Foro-iberoamericano de Organismos Reguladores, Radiológicos y Nucleares”, editada en septiembre de 2011.

Los análisis ejecutados por el Titular, y de acuerdo con el establecido en la especificación del FORO, refiérense al estado actual de las centrales al 30 de julio de 2011 y también a un conjunto de iniciativas que están en fase de implementación, como consecuencia del Plan de Respuesta, del Titular, para lo que ocurrió en Fukushima.

El estado actual de las unidades de la Central de Angra, al 30 de julio de 2011, se refleja en los respectivos documentos de licenciamiento y el Informe Final de Análisis de Seguridad.

Los datos necesarios y complementares, preparados específicamente para estos análisis fueron presentados en el Informe Final del Titular.

Como una consecuencia del tiempo necesario para ejecución de la “Evaluación de Resistencia” el Titular trató de centrar las actividades en los documentos de

licenciamiento y estudios de seguridad existentes así como los estudios antecedentes ejecutados en respuesta a la demanda de la Autoridad Regulatoria y relacionado con el evento de Fukushima.

El Informe Final del Titular no incluye el análisis de la Unidad 3 de la Central de Angra, en construcción, y su planta de referencia es Angra 2 como construida y su diseño también incorpora los requisitos de Normas y estándares actualizados, e incluye modificaciones en las estructuras y sistemas.

## 2.2 Actividades realizadas por la CNEN

El proceso de evaluación o revisión, del informe presentado por el Titular, adoptado por la CNEN (La Autoridad Regulatoria en Brasil) consistió en la verificación de los siguientes aspectos:

- Una verificación exhaustiva del informe presentado por el titular en relación al alcance requerido por la “Evaluación de Resistencia” establecido por el Foro. En la verificación ejecutada por el regulador se destacan los siguientes aspectos, tales como: estudios finalizados, acciones de mejora implementadas o en desarrollo. Otro aspecto de interés fue la adecuación del tiempo necesario para la ejecución de las acciones que deben ser implementadas;
- Una evaluación de la coherencia y adecuación de las hipótesis y métodos empleados por el Titular en relación al alcance y contenido requerido por la “Evaluación de Resistencia”;
- Una evaluación de la coherencia y adecuación del grado de importancia establecido por el Titular para priorizar las debilidades identificadas y las correspondientes acciones que deberán ser implementadas para minorar sus efectos;
- Verificación de la adecuación de las informaciones presentadas en el informe en comparación con los documentos técnicos de licenciamiento;
- Verificación de cada uno de los aspectos analizados con relación de las posibles situaciones límites (*cliff edge*);
- Evaluar si el Titular ha presentado adecuadamente una descripción o una discusión de como las características de diseño identificadas, así como de las iniciativas propuestas (en implementación o en fase estudio o viabilidad del proyecto) eliminan (previne) o mitigan, en la medida del posible, los efectos del impacto decurrentes de la combinación de los eventos externos, que parte del alcance de la Evaluación de Resistencia en cuestión.

### 3. DATOS GENERALES DE LAS INSTALACIONES

#### 3.1 Ubicación y Características generales de la Central

El parque nuclear brasileño de plantas nucleares para la producción de energía incluye actualmente una central nuclear con un total de dos unidades en operación e una tercera en construcción. Esta central es denominada “Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto – CNAAA” e está ubicada en la ensenada de Itaorna, término municipal de Angra dos Reis, en el estado de Rio de Janeiro en la región sudeste del Brasil. La Central dista, 130 Km de Rio de Janeiro y 220 Km de la ciudad de São Paulo.

En esta central, el emplazamiento, están incluidas las tres plantas nucleares: Angra 1 (CNAAA1) e Angra 2 (CNAAA2), en operación, e Angra 3 (CNAAA3), en construcción. La CNAAA también es conocida como la Central de Angra y es propiedad de Eletrobrás Termonuclear S. A. (Eletronuclear - ETN), una empresa del Grupo Eletrobrás. Es una empresa gubernamental, porque en Brasil el uso de la energía nuclear para la producción de electricidad es monopolio del Estado.

El sitio de la CNAAA está ubicado en una bahía, parcialmente protegida del Océano Atlántico por las Islas Grande y Sandri, Figura 3.1-1, y es rodeado por montañas de la Sierra del Mar, con elevación que varían entre 200 y 700 metros de altitud.



**FIGURA 3.1-1** Vista Aérea de la Central

La región donde está ubicada la CNAAA es de baja densidad de población, con el uso de la tierra restringida a una veta entre las montañas y la costa, con la población concentrada en aldeas pequeñas, con un total de aproximadamente 50.000 habitantes en un rayo de 10 kilómetros al entorno de la CNAAA.

Los principales datos de las dos unidades de La central CNAAA son presentados en la siguiente tabla.

Característica	Angra 1 (CNAAA1)	Angra 2 (CNAAA1)
Diseño y proveedor del sistema nuclear de generación de vapor	Westinghouse	Kraftwerk Union (KWU)
Tipo de reactor	PWR – 2 loops	PWR – 4 loops
Potencia Térmica nominal	1876 MWTh	3.765 MWTh
Potencial Eléctrica Bruta	640 MWe	1.350 MWe
Número de Elementos Combustibles y Geometría	121 elementos 16 X 16 – 20 (16 STD)	193 elementos 16 X 16 – 20 (Focus/HTP)
Almacenamiento del combustible gastado	La piscina situada en el edificio del combustible	La piscina situada en el interior del edificio de la contención
El suministrador del combustible	Industrias Nucleares del Brasil - INB	Industrias Nucleares del Brasil - INB
Suministro final del calor	Bahía de la Isla Grande	Bahía de la Isla Grande
Primera Criticidad	13.03.1982	14.07.2000

**Tabula 3.1-1 – Características Generales de las Plantas de Angra en Operación**

### 3.2 Descripción de la Central Nuclear de Angra 1 (CNAAA1)

La CNAAA1 de la Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA) o Central Nuclear de Angra es propiedad de Eletrobrás Termonuclear S. A. (Eletronuclear - ETN), como presentado en el apartado 3.1.

#### 3.2.1 Emplazamiento

Una breve descripción del emplazamiento fue presentado en el apartado 3.1.

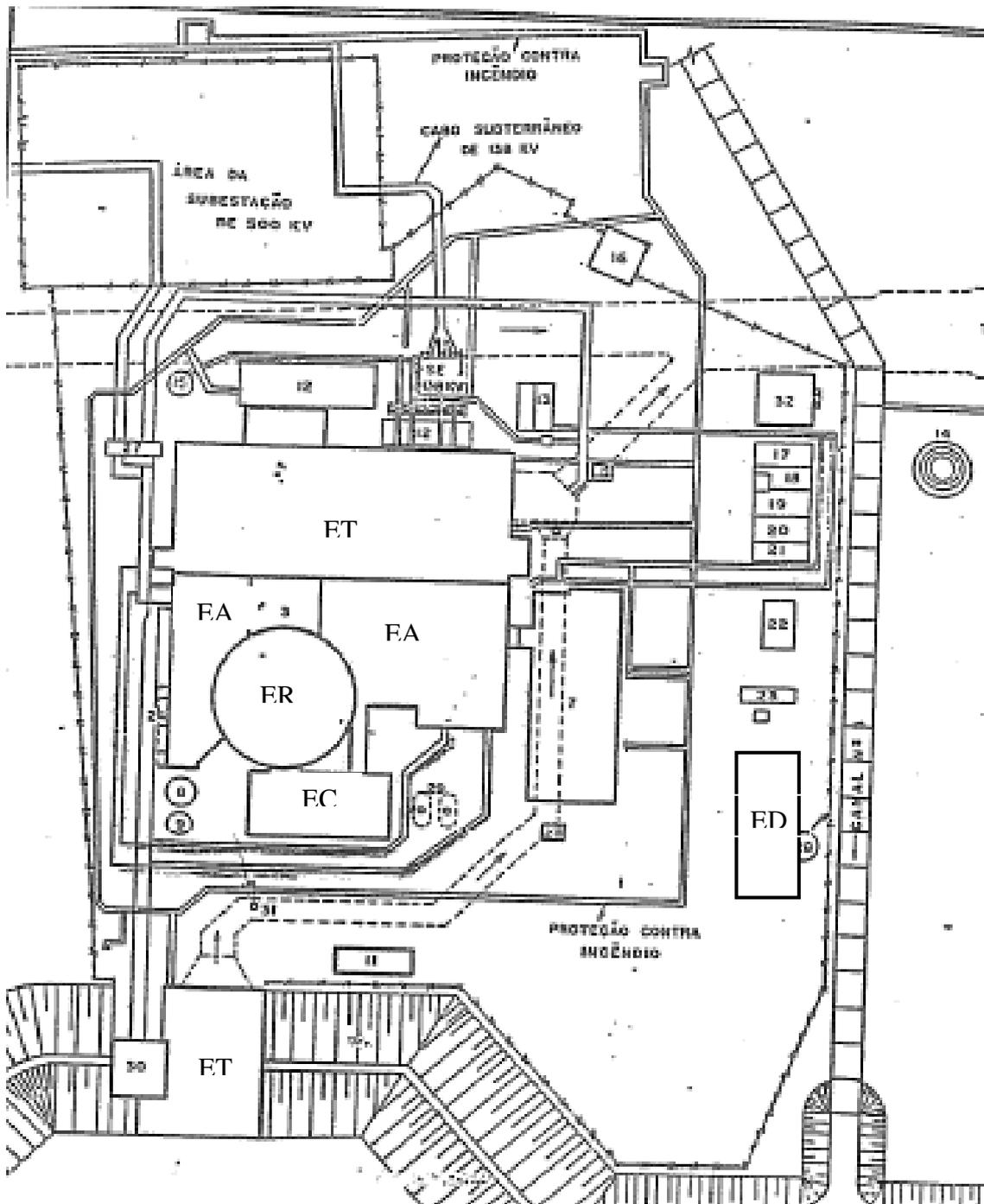
#### 3.2.2 Descripción de la unidad

La CNAAA1 es un reactor de producción de energía eléctrica del tipo *Pressurized Water Reactor* (PWR) de dos lazos y cuya potencia térmica nominal es 1876 MWTh, conforme presentado en la tabla 1 del apartado 3.1. El diseño fue efectuado por la empresa norteamericana Westinghouse. En esta tabla, del apartado 3.1, presenta también otras características de la CNAAA1.

Actualmente, esta unidad opera con dos nuevos generadores de vapor, que fueron instalados en 2009 y cuyo diseño fue efectuado por la empresa AREVA y la construcción ejecutada por la NUCLEP. La Tabla 3.2.2-1 y la Figura 3.2.2-1 presentan respectivamente la leyenda y la distribución de los edificios de la CNAAA1.

Código de Identificación	Edificio	Sistemas y equipamientos principales
ERE	Edificio del Reactor	Contención y el sistema nuclear de generación de vapor.
ESE	Edificio de Seguridad	Sistema de inyección de seguridad, Sistema de extracción del calor residual, Sistema de agua de alimentación auxiliar, Sistema de spray de la contención y Sistema de control químico y volumétrico.
EAN	Edificio Auxiliar Norte	Sistemas de refrigeración de componentes, sistemas de tratamiento de residuos, sistemas de filtros, Tanque de agua de alimentación auxiliar, válvulas de aislamiento de agua y vapor y válvula de seguridad y alivio de vapor.
EAS	Edificio Auxiliar Sul	Sala de Controle, Grupos de Generadores Diesel de Emergencia 1A y 1B, baterías, sala de cabos y transformadores de seguridad, válvulas de aislamiento de agua y vapor y válvulas de seguridad y alivio de vapor.
EDE	Edificio del Diesel	Grupo de Generadores diesel de Emergencia 3 y 4
ECB	Edificio del Combustible	Piscina de combustible gastado.
ETD	Edificio de toma de agua	Sistema de agua de servicio
ETG	Edificio de la turbina	Grupo Turbo-Generador y equipamientos principales del ciclo agua-vapor.

**Tabla 3.2.2-1** – Leyenda de los Principales Edificios de la CNAAA1 presentado en la Figura 1.



**Figura 3.2.2-1** – Esquema geral (disposição (*layout*)) de los edificios de la CNAAA1

### **3.2.3 Cadenas de resfriamiento del reactor**

#### **3.2.3.1 Resfriamiento del reactor para las condiciones de operación normal y de accidente base de diseño**

Las funciones de extracción del calor de emergencia del núcleo (SREN) y de la extracción del calor residual del núcleo operacional son satisfechas por el sistema de extracción de calor residual (RCR), el sistema de la refrigeración de Componentes (SRC) y el sistema de agua de servicio (SAS). Estos sistemas fueron diseñados para extraer el calor almacenado y el calor generado del decaimiento de los productos de la fisión cuando la extracción del calor vía generadores de vapor (GV) no es más posible. Todos los componentes activos de la cadena de extracción del calor residual están conectados con las barras eléctricas de emergencia proveídas por los generadores Diesel de Emergencia. Las bombas de reservas de los sistemas SRC y SAS se pueden conectar con cualquiera de las barras eléctricas de emergencia.

##### **3.2.3.1.1 Sistema de extracción del calor residual (RCR)**

La función principal del sistema de extracción de calor residual (RCR) es extraer el calor generado en el núcleo del reactor y también el calor generado en las bombas de refrigeración del reactor (BRR), durante la fase de resfriamiento de la unidad y la operación de recarga del núcleo.

Además, este sistema también realiza las funciones siguientes:

- Circulación del refrigerante del reactor, cuando las bombas (BRR) están fuera;
- Control de la tasa de calentamiento del SRR, cuando las Bombas (BRR) están operando para calentar el SRR, hasta que el generador de vapor ejecute esta operación;
- Operar durante una inyección de seguridad, inyectando agua a partir del tanque de agua de reabastecimiento (TARE) en el SRR, en la baja presión, durante la fase de inyección y también en las fases de recirculación por la rama fría y por la rama caliente;
- Transferir agua del TARE para la cavidad de reabastecimiento y viceversa, durante las operaciones de reabastecimiento.

El sistema RCR consiste básicamente de dos trenes redundantes física y eléctricamente separados y con funciones idénticas, pueden operar de forma independiente y cada uno de los trenes está conectado con uno de los lazos de refrigeración del reactor. Cada uno de los trenes del RCR consiste básicamente de una bomba de extracción del calor residual, un intercambiador de calor (este resfriado por el SRC), las tuberías asociadas, válvulas y la instrumentación necesaria, para el control operacional con la capacidad de 100%.

Además del sistema RCR existen los sistemas de la inyección de Seguridad (SIS) y el sistema del control químico y de Volumétrico (CQV) que participan del desligamiento seguro de la unidad.

Durante el resfriamiento en el desligamiento normal de la planta, después de la extinción de la burbuja del vapor en el presionador, el control de la presión del circuito primario es ahora ejecutado por el CQV (vía el RCR) hasta la total despresurización del circuito primario.

### 3.2.3.1.2 Sistemas de refrigeración de componentes (SRC)

La función del sistema de refrigeración de componentes (SRC) es proporcionar agua de refrigeración para los sistemas/componentes clasificados como esenciales o no esenciales (son automáticamente desconectado cuando la unidad encuéntrase en operación de emergencia). El sistema SRC consiste básicamente de dos trenes independientes de 100 % de capacidad para satisfacer las cargas esenciales y un tercero tren para satisfacer las cargas no esenciales.

El SRC como un sistema de la cadena de extracción de calor (esencial), realiza las funciones siguientes:

- Extraer el calor sensible y residual del SRR a través de los intercambiadores de calor del RCR, durante el desligamiento de la unidad;
- Resfriar el flujo de salida para el sistema de control químico y volumétrico (CQV) durante las operaciones en potencia;
- Disipar el calor de diversos componentes de los sistemas de la isla nuclear;
- Extraer el calor residual de los equipos de los sistemas de seguridad tras un accidente;
- Transferir el calor extraído para el sistema de agua de servicio (SAS), operando como un intermedio entre el SRR y el SAS.

El SRC fue diseñado para proporcionar agua de resfriamiento para los diversos componentes de la CNAAA1 durante la operación normal, arranque, desligada caliente y desligamiento de la unidad tras la ocurrencia de un accidente base de diseño. El SRC es un sistema cerrado que opera como un intermedio entre el SRR y el SAS, esto reduce la probabilidad de liberación de agua potencialmente radioactiva al medio ambiente.

En consecuencia de la importancia del SRC este fue diseñado con los mismos criterios empleados en el diseño de los sistemas de seguridad, así son alimentados por los generadores diesel de emergencia, en las fallas de alimentación normal y de retaguardia.

Este sistema fue diseñado para proporcionar la refrigeración de los componentes relacionados con la seguridad (circuito de cargas esenciales), durante las fases de inyección de seguridad y recirculación por las ramas fría y caliente, en caso de ocurrencia de un accidente de pérdida de refrigerante del reactor.

Además, el SRC tiene una tercera bomba que se puede alinear, eléctrica o mecánica, con cualquiera de los trenes, para sustituir la bomba principal del sistema.

### 3.2.3.1.3 Sistema de agua de servicio (SAS)

El sistema SAS es parte de la cadena de emergencia de extracción de calor y hace la circulación de la agua del mar (sumidero final de calor) por los intercambiadores de calor del SRC e de los generadores diesel.

El suministro de agua de servicio es vital en todas las fases de operación de la unidad, incluso también las condiciones de accidente, para permitir el desligamiento controlado de la unidad.

La principal función del SAS es proporcionar agua de resfriamiento para:

- Los intercambiadores de calor del SRC;
- Los intercambiadores de calor para del grupo de generadores diesel 3 e 4 de la Unidad;
- Los intercambiadores de calor de los generadores diesel 1A e 1B (aire de combustión, Óleo lubricante y agua del revestimiento).

EL SAS consiste de dos trenes independientes con 100% de capacidad. Cualquiera de los trenes del SAS puede proporcionar la refrigeración de cualquier de los intercambiadores de calor del sistema SRC a través del alineamiento de las válvulas. El suministro eléctrico de los equipos del SAS es proporcionado por las barras de salvaguarda, en este caso su operación es garantizada también en caso de la pérdida de suministro eléctrico exterior (LOOP).

El SAS ejecuta también una función secundaria, a través de la cual proporciona agua para las bombas auxiliares de agua de alimentación de los generadores de vapor en caso de accidente con la pérdida de suministro de agua dulce.

Este sistema se alberga en un edificio cuya base de diseño consideró el más alto nivel del mar para el sitio, con el objetivo de evitar la inundación. Los equipos que están fuera del edificio del SAS, y están en el edificio auxiliar norte y en los edificios de los generadores diesel de emergencia, están instalados en una elevación superior al máximo nivel que podría ocurrir en caso de un accidente de inundación, debido a fallas de equipamientos dentro de estos edificios.

En el caso de una indisponibilidad eventual del túnel para Piraquara, el calor residual será extraído por el sistema de agua de servicio para la bahía de Itaorna.

### **3.2.3.2 Resfriamiento del o reactor vía los generadores de vapor en caso de eventos externos**

El sistema de agua de alimentación auxiliar (AAA) es un sistema de seguridad, y consiste básicamente de los siguientes sistemas y componentes: un tanque de agua de alimentación auxiliar (TAAA), dos trenes redundantes, cada un con 100% de capacidad, incluye tuberías, válvulas, instrumentación y bomba principal de agua de alimentación auxiliar, accionada por un motor eléctrico y un tercero tren independiente, también con 100 % de capacidad, que incluye tuberías, válvulas, instrumentación e una bomba de agua de alimentación auxiliar, accionada por una turbina impulsada por el vapor generado en el GV. Este sistema esta ubicado en el Edificio de Seguridad (ESE).

El AAA tiene la función de proporcionar agua para los generadores de vapor (GV) para permitir la extracción del calor de decaimiento (o calor residual) en el núcleo a través de las válvulas de alivio del GV, en caso de ocurrencia de eventos externos y algunos internos, cuando los sistemas de condensado y de agua de alimentación no están disponibles. Así, se evita el incremento de la temperatura y de la presión en el SRR y la apertura de las válvulas de alivio del presionador.

Este sistema es diseñado para asegurar el flujo de resfriamiento para al menos un generador de vapor, suficiente para la extracción del calor de decaimiento después del desarme del reactor a la plena potencia, mismo con la pérdida del sistema de condensado y de agua de alimentación principal. El volumen del tanque de agua auxiliar (TAAA), 454.200 litros, es suficiente para mantener el reactor en la condición de desligado caliente por un periodo de dos horas, después resfríalo hasta la condición de desligado frío, y permanecer en esta condición por cuatro horas.

El sistema proporciona también agua de alimentación en el disparo y en la parada del reactor, o cuando la unidad encuéntrase en la condición de parada caliente, por un periodo de larga duración, en que el vapor es utilizado para la calefacción, selladura y el rodamiento de la turbina.

En estas fases son utilizadas las bombas de alimentación auxiliar, dado el pequeño flujo de agua de alimentación requerido, en lugar de las bombas principales.

Este sistema es también el principal medio para la adición de agua para los generadores de vapor (GV) cuando no es posible tener acceso a la sala de control. En este caso, la instrumentación y control necesario son proporcionados remotamente (a través de los paneles de parada caliente), permitiendo al operador el control localmente.

### **3.2.4 Cadenas de resfriamiento de la piscina de combustible gastado**

La cadena de extracción de calor de la piscina de combustible gastado (PCU) consiste en los siguientes sistemas:

- Sistema de refrigeración de la piscina de combustible gastado;
- Sistema de refrigeración de los componentes (SRC);
- Sistema de agua de servicio (SAS).

#### **3.2.4.1 Almacenamiento del combustible gastado**

En la CNAAA1 el almacenamiento del combustible gastado realizase en la piscina de combustible gastado (PCU), Figura 3.2.4.1\_1, la cual está ubicada en el edificio de combustible (ECB), anexo al edificio de la contención. La estructura del edificio, de la piscina y el sistema de refrigeración de la PCU, son diseñados para soportar el sismo base de diseño. La PCU es de hormigón armado, revestida de acero inoxidable, contiene agua borada y tiene una capacidad de 1.252 posiciones tras las modificaciones de las células de almacenamiento de los combustible gastado. Las células modificadas fueron llamadas de "Racks" súper compactados. Tras las modificaciones implementadas, la PCU fue dividida en dos regiones, la región 01 con capacidad de 252 posiciones o células, y la región 02 con capacidad de 1000 posiciones o células.

La región 01 de la PCU es utilizada para el almacenamiento de los combustibles descargados, gastados o nuevos que serán reformados y retornarán para el núcleo del reactor. La región 02 de la PCU es destinada para el almacenamiento de los combustibles gastados que no más retornarán para el núcleo del reactor.

En consecuencia de la modificación implementada en la PCU fue necesaria la instalación de placas de absorbedores de neutros debido a la reducción de la distancia entre los centros de los combustibles, el número de combustible almacenado en la PCU y la imposibilidad de incrementar la concentración de boro.



agua de refrigeración de componentes en 35 °C, el sistema de la refrigeración será capaz de prevenir que la temperatura en la PCU exceda los 82 °C.

La extracción del calor de la PCU se hace a través de un intercambiador de calor del Sistema de Refrigeración de Componentes (SRC) clasificado como carga no esencial, en este caso, cuando se tiene la ocurrencia de determinados eventos con la generación de señal de aislamiento de la contención, en la fase B (Spray) cuando las cargas no esenciales son aisladas, la PCU permanece sin refrigeración hasta el operador realinearlos manualmente.

### 3.2.5 Suministro de energía eléctrica

La CNAAA1 esta conectada a la red externa de energía eléctrica mediante dos líneas de alimentación independientes, la principal de 500 kV y la auxiliar de 138 kV. Esta red es parte integrante del “*Off Power System*”.

Además de las alimentaciones externas de 500 y 138 kV debese considerar también como una fuente de suministro de energía eléctrica la generación propia a través de generador eléctrico principal de la Unidad (19 kV) que alimenta el sistema de distribución eléctrica auxiliar (DEL) a través del transformador auxiliar (500kV) T1A1. La red externa de 138 kV suministra la CNAAA1 a través del transformador T1A2.

Durante la operación (funcionamiento) normal de la CNAAA1 el suministro eléctrico para los barras de servicios son garantizados por la autogeneración vía el transformador T1A1. En ocurrencia de la perdida del suministro vía el transformador T1A1 ocurre la transferencia automática de las barras de servicios para la red externa de 138 kV a través del transformador T1A2. Esta transferencia también puede hacerse manualmente y de manera selectiva. Este sistema y su funcionamiento hacen parte del, “*On-site Power System*”, sistema de suministro de energía eléctrica desde fuente en el interior de la Unidad.

Ante la pérdida de suministro eléctrico exterior, por un curto periodo de tempo, la CNAAA1 tiene dispositivos automáticos que permiten su funcionamiento en isla. Cundo la pérdida no es por un periodo de tiempo no determinado las barras de salvaguardia son alimentadas por los respectivos generadores diesel de emergencia (DG).

#### 3.2.5.1 Sistema de suministro de energía eléctrica de emergencia

El sistema suministro de energía eléctrica de emergencia consiste básicamente de dos barras de salvaguardia o emergencia (1A3 e 1A4), con una disposición 2 X 100% y un conjunto de 4 Grupos de Generadores Diesel de Emergencia (DG1A, DG1B, DG3 e DG4). Los Generadores DG3 e DG1A alimentan la barra de salvaguardia 1A3, pero solamente uno encuéntrase aliñado, preferiblemente el DG3, para el dispara inmediato y el DG1A permanece en estado de espera. Los Generadores DG1B e DG4 alimentan la barra de salvaguardia 1A4, pero solamente uno encuéntrase aliñado, preferiblemente el DG4, para el dispara inmediato y el DG1B permanece en estado de espera. Los Generadores Diesel (GD) son mantenidos en estado de preparación o disponibles, precalentados y prelubricados, para posibilitar el dispara inmediato hasta

10 segundos, a través del accionamiento de los dispositivos de disparo por aire comprimido.

En la ocurrencia de falla en disparo o en funcionamiento del generador diesel que encuéntrase alineado, durante una emergencia, es posible ejecutar el realineamiento del generador diesel de reserva en un intervalo de tiempo de 10 minutos, a través de los procedimientos operacionales. Los circuitos de control de los generadores diesel son alimentados por las baterías (corriente continua) y los inversores (corriente alterna). Los DG1A y DG1B están ubicados en el edificio EAS, en una elevación de 5,15m, y tienen la capacidad de 2850kW. Los DG3 y DG4 están ubicados en edificio EDE, en una elevación de 5,60m, y tienen la capacidad de 5360 kW. Estos sistemas fueron clasificados como Clase 1E y son protegido para el SSE, “*Safety Shut Down Earthquake*”, el terremoto base de diseño.

La base de diseño de los sistemas de la seguridad considera los conceptos de falla común, de la diversidad y de la redundancia, para cumplir las condiciones de los accidentes postulados que requieren la garantía del suministro de la energía eléctrica a los sistemas necesarios para el desligamiento seguro de la unidad, sin el lanzamiento de la radiactividad al medio ambiente. Los respectivos secuenciadores de las cargas de los generadores diesel admiten la consideración del escalonamiento necesario entre las cargas para no sobrecargarlas.

### **3.2.5.2 Disponibilidad y e alineamiento eléctrico de los generadores diesel**

Los sistemas de suministro de energía eléctrica de emergencia 1 de la CNAAA1 de la CNAAA consisten básicamente en 4 (cuatro) Grupos de Generadores Diesel de Emergencia, de estos solamente dos están alineados para la operación inmediata. Así, solamente un generador diesel será operable en cada barra de seguridad, el DG 3 es preferencial para la barra 1A3 y DG 4 para la barra 1A4. En el caso de falla o de mantenimiento serán alineados respectivamente los DG 1A para la barra 1A3 y DG 1B para la barra 1A4.

Para lo caso en que el generador diesel alineado para su barra de seguridad falle en el disparo (arranque) o en la operación, durante una condición de emergencia, los operadores pueden realinear manualmente su reserva respectiva a través de los procedimientos operacionales en tiempo ya probado y inferior a los 10 min.

Sus estructuras o edificio así como sus componentes y los sistemas auxiliares están diseñados sísmicamente. La elección de los equipos y de los sistemas correspondientes atiende a los principios de la garantía y del control de la calidad, siendo los mismos calculados, fabricadas y probadas llevando en cuenta las normas respectivas de la base de diseño y de la fabricación específica.

La participación de estos generadores diesel está prevista para el suministro de energía eléctrica de emergencia para los equipos y los sistemas necesarios para mantener la planta en condiciones seguras, desligada fría por períodos largos, sea en condiciones de accidentes internos o externos, como postulados para la CNAAA1.

Los generadores diesel satisfacen al criterio de la diversidad, es sea, son de diversos tipos en pares: DG 1A = DG 1B y DG 3 = DG 4. El conjunto DG 1A y DG 1B es

compuestos de motores de pistones opuestos de 24 cilindros de 2850 kW de potencia nominal, Fairbanks Morse acoplados a los generadores del tipo TGZDJ de 4063 KVA de las industrias Colt, de 4.16 kV, 60 Hz. El conjunto DG 3 y DG 4 es compuesto de motores 18 PA6 V280 SEMT Pielstick de 5360 kW de potencia nominal y acoplado a los generadores Siemens de 6600 de KVA, de 4.16 kV, de 60 Hz.

### 3.2.5.3 Ubicación y elevación de las estructuras sísmicas

Los generadores diesel DG1A e DG1B están instalados en el edificio EAS, en la elevación 5,15m. Los generadores diesel DG3 e DG4 están instalados en el edificio EDE, en la elevación 5,60m.

La protección de los generadores diesel contra los efectos de La inundación es discutida en el apartado 4.1.2.1.2.

Estos sistemas son clasificados como de la categoría de requisito nuclear clase 1E y son protegidos para SSE – “*Safety Shut Down Earthquake*”, alimentando componentes de seguridad que aseguran el desligamiento de la usina.

### 3.2.5.4 Disponibilidad para el reabastecimiento de los tanques de almacenamiento de combustible

El suministro de combustible para ambos los generadores diesel es hecho a partir de los tanques de almacenamiento de combustible. Estos tanques tienen los siguientes datos de diseño:

#### Tanques de Almacenamiento

(Tanques enterrados o semienterrado, atendiendo al requisito sísmico)

Identificación:	FO-1A; FO-1B e FO-1C
Volumen (FO-1 A +1 B para GD 1A e GD 3):	2 x 94.633 litros =189.266 litros
Volumen (FO-1C GD 1B e GD 4):	132.486 litros

#### Tanques Diarios

Identificación:	FO-3A (GD 1A) FO-3B (GD 1 B) 3XJN01BB002 (GD 3) 4XJN01BB002 (GD 4)
Volumen:	3.155 litros (para cada un)

Así siendo, el volumen total de óleo combustible, disponible para cada GD, es el siguiente:

- GD1A = 192.421 litros (FO-1A + FO-1B + FO-3A); que es capaz de mantener el generador 1 A en operación, con potencia nominal (continua), por cerca de 220 horas.
- GD1B = 135.641 litros (FO-1C + FO-3B), que es capaz de mantener el generador 1 B en operación, con potencia nominal (continua), por cerca de 155 horas.

- GD 3= 192.421 litros (FO-1A + FO-1B + 3XJN01BB002); que es capaz de mantener este generador diesel 3 en operación, con potencia (pos accidente continua  $\cong$  55,6 % de la carga nominal), por cerca de 240 horas.
- GD 4= 135.641 litros (FO-1C + 4XJN01BB002 que es capaz de mantener el generador diesel 4 en operación, con potencia (pos accidente continua  $\cong$  55,6 % de la carga nominal – consumo de 12,6 l/m en media), por cerca de 170 horas.

Los generadores diesel tienen sus correspondientes tanques diarios individuales con una capacidad de almacenamiento de combustible suficiente para 4 horas de funcionamiento. Los tanques diarios están situados en una elevación por encima de la elevación del motor permitiendo la alimentación directa por gravedad. El combustible es transferido de los tanques de almacenamiento para los tanques diarios por las bombas de transferencia.

Los tanques de almacenamiento pueden ser rellenados con el aceite combustible de los tanques de las calderas, que tienen un volumen disponible aproximado de 145 mil litros de aceite diesel Marítimo. El proceso de reabastecimiento se puede hacer de forma manual a través de un carro móvil, con la bomba de transferencia eléctrica y la unidad de medición. Todos los tanques de abastecimiento del GD encuentranse en nivel inferior al del carro móvil lo que permite que el reabastecimiento del combustible sea hecho por la gravedad. Otra opción sería utilizar las mangueras directamente desde el tanque del almacenamiento externo para los tanques de combustible diesel por la gravedad.

### **3.2.5.5 Inter-ligaciones Eléctricas**

Los cabos de la unidad 1 que conectan los generadores de emergencia con las barras de la seguridad 1A3 y 1A4, ubicados respectivamente en las salas 250 de elevación 11,55 del EAS y 249 de la elevación 11.55 del ESE entran en los paneles por debajo, venidos del EAS y de la EDE. Estas estructuras tienen sus clasificaciones y proyectos sísmicos contra fuego de acuerdo con la base normativa del diseño.

### **3.2.5.6 Sistema de Suministro en Corriente Continua y Suministro Ininterrumpido en Corriente Alterna o No-break**

Los sistemas CC y CA ininterrumpido están situados en el edificio EAS EL. 11,5 (diseñado para SSE), dividido en 2 redundancias en la disposición de 2 x 100%.

#### Sistema de Suministro de Corriente Continua

La base de las fuentes del suministro de CC es el conjunto de las baterías estacionarias (plomo-ácido) y los rectificadores / cargadores. Mientras que las barras 1A3 y 1A4 están siendo alimentadas, las baterías estarán en el régimen de fluctuación. En la ausencia de la fuente CA, las baterías proveerán energía y son dimensionadas para 240 minutos de funcionamiento.

Existen tres cargadores de baterías estáticas, CB1, CB2 y CB3, uno para cada un de los bancos de baterías y un de reserva, siendo todos ellos alimentados en 480 V por el CCM 3A1, 4A1 y 3B1 respectivamente. Cada uno de los cargadores de los bancos de

la batería suministra energía eléctrica para la operación estable de las cargas conectadas en la barra durante la operación normal, mientras que mantiene el banco de baterías en la condición de carga completa. Un cargador de la batería tiene capacidad de restablecer el banco de su carga mínima de diseño, para su estado de carga completa mientras que él suministra las cargas normales de la barra.

Cuando un cargador que alimenta normalmente una barra encuéntrase fuera de servicio, el cargador de reserva CB3 alimentará esta barra. Cada banco de la batería es compuesto de 60 células, 125 V, del tipo plomo-antimonio, puestos en una sala con temperatura ambiente en torno de 40°C. Un sistema de ventilación con dos extractores de 100% de capacidad cada uno mantiene la ventilación de la sala.

El propósito de la ventilación es retirar una pequeña cantidad de hidrógeno producido cuando las baterías están flotando o en operaciones de equalización de la carga.

En la operación normal el cargador estático proveerá las cargas de la barra, pudiendo ser cargas de consumo permanente y otras cargas intermitentes, permaneciendo de esta manera el banco de las baterías que flotan en la barra. Las cargas momentáneas que exceden la capacidad del cargador son proveídos por las baterías.

#### Sistema de suministro ininterrumpido de CA (Inversores Estáticos)

El inversor tiene el propósito de proveer una alimentación continua en CA, en el caso de falla del sistema principal. Este sistema fue diseñado para funcionar a partir de una fuente en CA rectificado o a partir de una fuente del CC.

En la operación normal este sistema funciona con la alimentación en CA rectificado, que viene del CCM de 480 V.

Son 7 inversores en la alimentación de las barras de la instrumentación: 1 para el sistema integrado de computadoras, 2 para la planta secundaria y 4 para los canales de la protección del reactor I, II, III y IV.

### **3.2.5.7 Cumplimiento de los Requisitos del “*Station Blackout*”**

Los requisitos de la recuperación de una situación del “*station blackout*” se regulan en la guía reguladora 1.155 de la NRC. La situación del “*station blackout*”, según lo definido en el párrafo 50.2 del 10CFR de la NRC, caracteriza este acontecimiento como la pérdida total de suministro eléctrico de corriente alterna CA en la planta (pérdida de las conexiones eléctricas externas concomitante con el desligamiento de la turbina y de la indisponibilidad del sistema del suministro eléctrico de emergencia de la planta).

El § 50.2 del 10CFR de la NRC establece en sus definiciones que las plantas que tienen más redundancias de fuentes CA de emergencia que las requeridas para un desligamiento seguro, considerando solamente las fallas simples, pueden considerar las mismas como fuentes alternativas de suministro eléctricas (“*Alternate AC Power Sources – AAC*”), siempre que los requisitos aplicables están contemplados.

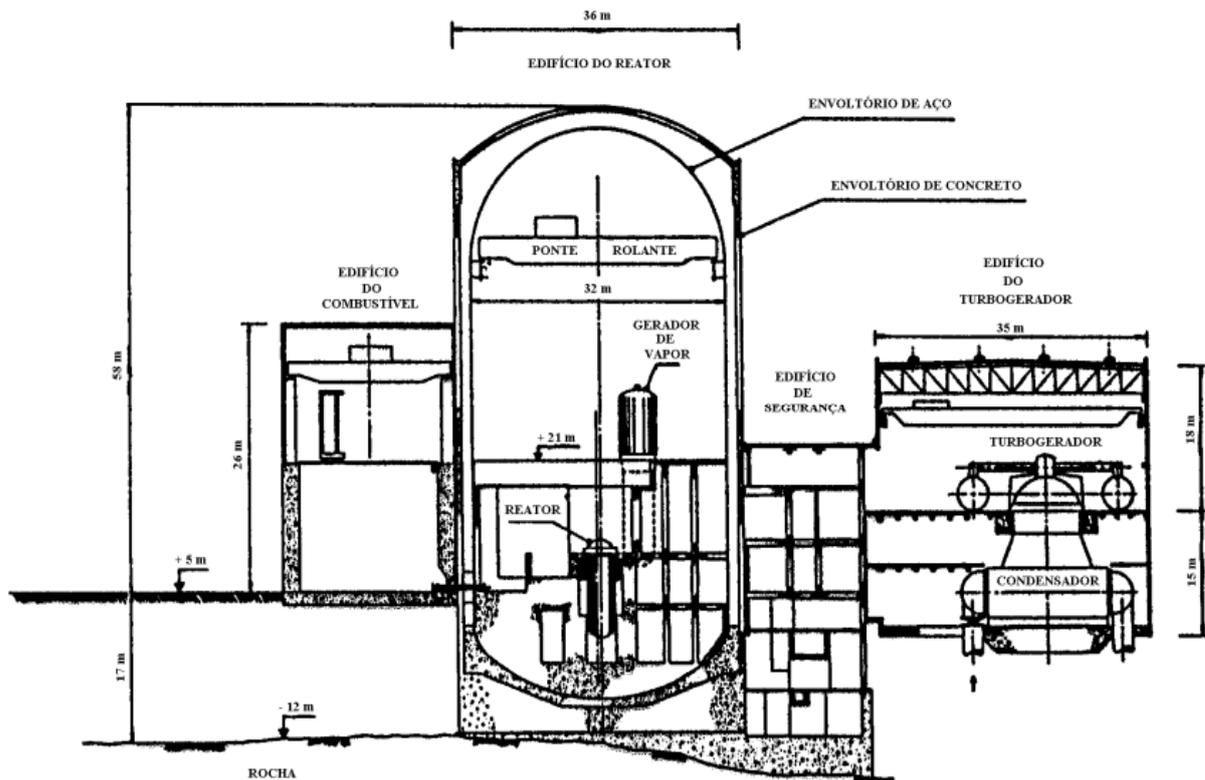
El NUREG 1.155 establece las bases y los conceptos del “*station blackout*” y determina que, si está probada la posibilidad de alineamiento y el arranque de un AAC en un tiempo menor o igual a los 10 minutos, esta fuente de suministro de emergencia de la planta cumple con las condiciones estipuladas para la recuperación del “*station blackout*”.

En caso de pérdida completa de suministro de corriente alterna, “*Station Blackout*”, la CNAAA1 cumple los requisitos presentados en el *Regulatory Guide 1.55* de la NRC. Este guía presenta las bases y los conceptos del evento “*Station Blackout*” y determina que, caso se comprueben la posibilidad de alineamiento y disparo de una, “*Alternate AC Power Sources*”, fuente alternativa de corriente alterna en un tiempo menor y/o igual la 10 minutos, esta fuente cumple las condiciones establecidas para la recuperación de un evento de “*Station Blackout*”. Para cumplir con este criterio la CNAAA1 tiene dos generadores de emergencia para cada barra de salvaguardia (emergencia), y solamente un encuéntrase aliñado. En el caso en que ocurra una falla del DG aliñado durante un disparo, en una condición de emergencia, es posible ejecutar el realineamiento del GD de reserva en un intervalo de tiempo de 10 minutos, a través de los procedimientos operacionales.

### 3.2.6 Otros sistemas relevantes

#### 3.2.6.1 Edificio y sistema de la contención

El edificio de Contención de la CNAAA1 es del tipo denominado “*Large Dry Containment*” con un volumen libre de 34.000 m<sup>3</sup> y la presión de diseño es 3 bar. La estructura externa del edificio está constituida por un cilindro recto vertical y una cúpula semiesférica ambos de hormigón armado, Figura 3.2.6.1\_1.



**FIGURA 3.2.6.1\_1** – Sección transversal del edificio de la contención de la CNAAA1.

La contención de la CNAAA1 tiene sistemas específicos para ejecutar el control de las concentraciones de hidrógenos y así garantizar su integridad. Basado en los requisitos de la normativa norteamericana, US-NRC Reg. Guide 1.7, la contención de la CNAAA1 tiene dos modos de control de la concentración del hidrógeno:

- Recombinadores eléctricos del hidrógeno. Estos recombinaotes fueron diseñados para las condiciones de accidentes de LOCA y SSE, y tienen una

vida útil de 40 años. La capacidad de estos recombinadores esta dimensionada para que la concentración de  $H_2$  en la contención no exceda el límite de 4% en volumen, basado en “*AEC TID Release Model*” como indicado en normativa de la NRC. Estos dos recombinadores están instalados en el compartimiento superior de la contención, siendo que solamente uno es suficiente para el cumplimiento de los requisitos de diseño;

- Sistema de purga de hidrógeno de la contención (PGH). El PGH es diseñado para el control de la concentración del hidrógeno y la promoción de la homogenización de su atmósfera para prevenir la formación de bolsas con la alta concentración de hidrógeno. En el caso de falla de este sistema o mal funcionamiento de los recombinadores, este sistema opera extrayendo el aire de la contención a través de un banco de filtros e después hace la descarga a través de la chimenea. Este sistema opera también en la condición normal de operación de la CNAAA1, ejecutando la operación de despresurización de la contención. Este sistema es capaz de operar de forma continua después de un accidente.

La CNAAA1 dispone también de un sistema de monitoreo de las concentraciones de  $H_2$  y  $O_2$  en el interior de la contención, en cumplimiento de la normativa norteamericana “*USNRC Reg. Guide 1.97*”.

La contención de la CNAAA 1 tiene también un sistema de spray ( $H_1$ ,  $H_2$  y  $H_3$ ) que es accionado por el SPR.

### 3.2.6.2 Sistema de protección del reactor (SPR)

El sistema de protección del reactor (SPR) de la CNAAA1 tiene como principal función la protección de integridad del sistema primario y sus componentes, incluyendo los elementos combustibles, desligando el reactor y/o promoviendo la actuación de los dispositivos de seguridad. Así, el SPR ejecuta las siguientes funciones:

- Interrumpe la generación de potencia nuclear a través del desarme del reactor;
- Estabiliza la temperatura del agua de refrigeración, presión y inventario, a través del desarme del turbogenerador, aislamiento del agua de alimentación principal y de la línea de vapor principal, conforme apropiado;
- Garantizar la disponibilidad de la fuente fría del secundario a través del disparo de las bombas de agua de alimentación auxiliar y la operabilidad del sistema de desvío de vapor para el condensador;
- Actuación de los dispositivos de seguridad, conforme necesario;
  - Disparo de los DGS de emergencia;
  - Empieza la Inyección de seguridad;
  - Aislamiento de todas las penetraciones de la contención que no sean necesarias;
  - Actuación del spray de la contención;
  - Aislamiento de la ventilación del edificio de la contención.

El SPR consiste básicamente de dos trenes redundantes (Tren A y Tren B), idénticos, y son eléctricamente y físicamente separados, y básicamente es dividido en un canal analógico (gabinete de proceso) y un canal lógico (gabinete de protección de estado sólido).

### 3.2.6.3 Sistema de refrigeración del reactor (SRR)

El sistema de refrigeración del reactor está constituido por dos lazos idénticos de refrigeración conectados en paralelo a la vasija de presión del núcleo del reactor. Cada uno de los lazos de refrigeración tiene una bomba de refrigeración (BRR), un generador de vapor y lazos de tubería y instrumentación. Uno de los lazos tiene también, en la rama caliente, el presionador, tanque del presionador y las tuberías e instrumentaciones necesarias para el control operacional.

### 3.2.6.4 Sumidero de calor

El sumidero principal de calor de la CNAAA1 de la Central de Angra está constituido por el condensador y el sistema de agua de circulación que se refrigera con la agua del mar. Este sistema no tiene función de seguridad.

## 3.3 Descripción de la Central Nuclear de Angra 2

Así como la CNAAA1, la CNAAA2 de la Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA) o Central Nuclear de Angra es propiedad de Eletrobrás Termonuclear S. A. (Eletronuclear - ETN).

### 3.3.1 Emplazamiento

Una breve descripción del emplazamiento fue presentado en el apartado 3.1.

### 3.3.2 Descripción de la unidad

La CNAAA2 es un reactor de producción de energía eléctrica del tipo “*Pressurized Water Reactor (PWR)*” de cuatro lazos y cuya potencia térmica nominal es 3765 MW<sub>th</sub>, conforme presentado en la tabla 3.1-1 en el apartado 3.1. El diseño fue efectuado por la empresa alemana “*Kraftwer Union (KWU)*”. La tabla 3.3.2-1, presenta también otras características de la CNAAA2.

La CNAAA2 pertenece a la familia de reactores estándares Siemen/KWU de 1300 MW, integra el grupo pre-Konvoi, y ha tenido como planta de referencia para fines de licenciamiento la Unidad alemana de Grafenrheinfeld.

En consecuencia del retardo en la construcción de la CNAAA2, su diseño ha incorporado diversas mejoras introducidas en las centrales alemanas construidas después de Grafenrheinfeld, y se destacan las centrales de Grohnde, Brokdorf y Phillipsburg 2, fue incluido también las mejoras introducidas en las centrales de última generación alemana, las llamadas de Konvoi, y se destacan las centrales de Isar 2, Emsland y Neckarwesthein 2.

Las principales características y los principales parámetros técnicos de la CNAAA2 son presentados en la Tabla 3.3.2\_1 abajo. La tabla 3.3.2\_2, también abajo presenta una leyenda de los principales edificios de la CNAAA1, Figura 3.3.2\_1.

<b>Edificio del Reactor</b>	
Diámetro externo	60,4 m
Espesura de la Pared	0,6 m
<b>Contención</b>	
Diámetro Interno	56,0 m
Presión y Temperatura de Diseño	5,3 bar / 145°C
Espesura de la chapa	30 mm
Material	WSTE 51
<b>Sistema de Refrigeración del Reactor</b>	
Presión de operación	158 bar
Temperatura de Ingreso del Refrigerante	292,3°C
Temperatura de Salida del Refrigerante	325,1°C
<b>Vasija de Presión del Reactor</b>	
Diámetro Interno	5.000 mm
Espesura de la pared + cladding	250+6 mm
Altura del Cuerpo	9.750 mm
Material	20MnMoNi55
<b>Generadores de Vapor</b>	
Altura	21.500 mm
Número de Tubos	4.106
Material	20MnMoNi55
<b>Bombas de Refrigeración del Reactor</b>	
Potencia del motor (Caliente / frío)	5,5 / 7,5 MW
Capacidad Nominal	4.988,5 Kg/s
Head nominal	90 m
Material del cuerpo	20MnMoNi55
<b>Presionador</b>	
Volumen completo	65 m <sup>3</sup>
Potencia de calefacción instalada	2.100 kW
Material	20MnMoNi55
<b>Ciclo Agua-Vapor</b>	
Flujo de vapor	
Temperatura de el agua de alimentación (Plena Carga)	218°C
Presión del Vapor en la salida del Generador de Vapor	66,2 bar
Humedad del Vapor	0,25%

**Tabla 3.3.2-1** - Características y Parámetros de la CNAAA2.

Código de Identificación	Edificio	Sistemas y equipamientos principales
UJA / UJB	Edificio del Reactor	Contención y el sistema nuclear de generación de vapor, piscina de almacenamiento del combustible gastado, Sistemas de Inyección de Seguridad y de extracción del calor residual.
UJE	Compartimiento de válvula del vapor principal y de agua de alimentación	Válvula de alivio y de seguridad de los Generadores de Vapor (GV) y válvulas del control de agua de alimentación.
UKA	Edificio Auxiliar del Reactor	Sistemas Auxiliares del Reactor para el control químico y volumétrico del refrigerante del primario, y el sistema de tratamiento de residuos.
UMA	Edificio de la Turbina	Grupo Turbo-Generador y equipamientos del ciclo agua-vapor.
UBA	Edificio del Control de la Unidad	Sala de Control Principal, Cuadros Eléctricos y Cuadros de Instrumentación y Control.
UBP	Edificio de la Alimentación de Emergencia	Grupos de Generadores Diesel del Sistema 1 y los equipos de agua helada.
ULB	Edificio de Agua de Alimentación de Emergencia.	Grupos de Generadores Diesel del Sistemas 2 y equipamientos necesarios para la alimentación de los Generadores de Vapor en caso de eventos externos.
UPC	Estructura de toma de agua	Bombas de Agua de circulación.
1/UQB e 2/UQB	Compartimientos de las bombas de Agua de Servicio.	Bombas de Agua de Servicio.
UQJ y UQN	Estructura de transición y canal de descarga de Agua de Circulación.	
UQM y UQT	Pozo de coleta y canal de descarga de Agua de Servicio.	

**Tabla 3.3.2-2** – Leyenda de los principales edificio de la CNAAA2 presentado en la Figura 3.3.2\_1.



### 3.3.3 Cadenas de resfriamiento del reactor

#### 3.3.3.1 Resfriamiento del Reactor para la Condición de Operación Normal y de Accidente Base de Diseño

En las condiciones normales de operación (explotación) y de accidente de la base de diseño, las funciones de extracción del calor de emergencia del núcleo (SREN) y la extracción del calor residual del núcleo operacional son ejecutadas por el Sistema de extracción del calor residual (JN). Este sistema fue diseñado para extraer el calor almacenado y el calor de decaimiento de los productos de fisión cuando no es más posible extraer el calor vía el generador de vapor (GV).

En este caso, la cadena de extracción del calor residual es composta por los siguientes sistemas:

- Sistema de extracción del calor residual (JN),
- Sistema de refrigeración de los componentes de seguridad (KAA),
- Sistema de agua de refrigeración de servicio de seguridad (PE).

Estos sistemas están diseñados como Categoría Sísmica I, en este caso soportan el terremoto Base de Diseño. Los componentes activos de la cadena de remoción del calor residual son conectados a las barras de salvaguardia alimentadas por los Generadores Diesel de Emergencia D1 y D2).

##### 3.3.3.1.1 Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (JN)

El sistema JN es diseñado con cuatro trenes redundantes (JN 10/20/30/40), cada circuito tren tiene una capacidad de 50 % (y cuyo criterio de proyecto es de una falla simple y un tren en mantenimiento). Todos los trenes están conectados a las ramas fría y caliente del circuito primario.

El sistema JN es dividido en los siguientes subsistemas:

- Circuito de extracción del calor residual (JNA);
- Sistema de inyección de alta presión (JND);
- Sistemas de inyección de los acumuladores (JNG);
- Sistema de almacenamiento de agua borada (JNK);
- Sistemas de teste de función (JNP).

Las redundancias 10 e 40 del sistema JN tienen diferencias en relación a las 20 y 30 en consecuencia de las funciones adicionales de operación e de seguridad. En las redundancias 10 y 40 están instaladas las Bombas de refrigeración de la piscina de combustible gastados (Bomba FAK 10 / 40) en paralelo las bombas de extracción del calor residual que constituye un circuito integrado JN/FAK que utilizan el mismos intercambiador de calor residual JNA 10 / 40 BC001. En la ocurrencia de un evento externo (SSB), el sistema FAK 10 / 40 asume la función de extraer el calor residual del núcleo del reactor (dos redundancias, cada una con 100 % de capacidad).

#### Sistema de agua de refrigeración de servicio de Seguridad (PE) y sistemas de refrigeración de componentes de seguridad (KAA)

El Sistema PE es diseñado para ejecutar los siguientes servicios:

- Extracción de las cargas térmicas de los sistemas auxiliares e del calor residual del reactor a través del Sistema de Refrigeración de Componentes de Seguridad (KAA);
- Extracción de las cargas térmicas de los Generadores diesel de emergencia (D1) e de los equipos de agua helada a través del sistema de agua de refrigeración cerrado de seguridad (PJ).

Los cuatros trenes redundantes (cada uno con 50% de capacidad) del Sistema PE suministran agua de refrigeración de servicio para los sistemas KAA e PJ. Cada una de las redundancias tiene una bomba de agua de refrigeración de servicio de seguridad, pero dos redundancias (PEB 10 / 40) son complementadas con una bomba de emergencia para el caso de ocurrencia de un evento externo SSB.

En el caso de una indisponibilidad eventual en el túnel para Piraquara, túnel de toma del agua del mar, el calor residual será extraído solamente por el sistema de agua de refrigeración de servicio de seguridad (PE) para la bahía de Itaorna.

### 3.3.3.2 Resfriamiento del Reactor vía Generadores de Vapor en Caso de Eventos Externos

En caso de eventos externos la extracción del calor es ejecutado a través de los generadores de vapor (GV) vía el sistema de agua de alimentación de emergencia (LAR). Este sistema consiste básicamente en cuatro redundancias, cada una con 50 % de capacidad, y se encuentran en el edificio de alimentación de emergencia (ULB). Cada una de las redundancias consiste en los siguientes sistemas y componentes:

- Piscina con capacidad de 360 m<sup>3</sup> de agua desmineralizada;
- Bomba principal de agua de alimentación de emergencia, accionada directamente por un motor diesel;
- Grupo del generador diesel y sus subsistemas;
- Circuito de refrigeración de los componentes del generador Diesel.

Este sistema fue diseñado para atender los cuatro generadores de vapor, en caso de pérdida de fuente fría del circuito agua-vapor, con un flujo de agua de alimentación de emergencia suficiente para extraer el calor de decaimiento generado en el núcleo del reactor hasta la entrada en operación del sistema de extracción del calor residual (JN).

En el caso de un evento externo sin destrucción del tanque de agua de alimentación (SSE), y de acuerdo con la base de diseño (indisponibilidad de dos redundancias debido a una falla simple y el mantenimiento de la otra), la unidad puede permanecer en la condición de desligada caliente durante 30 minutos y después de este período se dará el resfriamiento a través de la acción manual del operador.

Además, en el caso de un evento externo con destrucción del tanque de agua de alimentación (SSB), solamente una redundancia es considerada indisponible por falla simples (en este caso los reparos no son considerados, por tratarse de un evento de baja probabilidad). El volumen de agua presente en las piscinas de agua desmineralizada es suficiente para mantener automáticamente la unidad en la condición de desligada caliente, durante un periodo de 10 horas, a través del sistema de protección del reactor. Después de este periodo, el resfriamiento de la unidad se dará a partir de la sala de control de emergencia, reduciendo la presión en el circuito

primario para las condiciones que permitan el arranque del sistema de extracción del calor residual.

### 3.3.4 Cadenas de Resfriamiento de la Piscina de Combustible

La cadena de extracción de calor de la piscina de elementos combustibles es composta de los siguientes sistemas:

- Sistema de refrigeración de la piscina de elementos Combustibles (FAK),
- Sistema de Refrigeración de Componentes de Seguridad (KAA),
- Sistema de Agua de Refrigeración de Servicio de Seguridad (PE),

O sistema FAK, constituido de dos circuitos redundantes FAK 10 y 40, tiene la función de extraer el calor residual producido pelos elementos combustibles almacenados en la piscina de elementos combustibles, utilizando los trocadores de calor residual JNA10/40 BC001, en caso de la operación normal y de accidentes (cada circuito con capacidad de 100%). En caso de la ocurrencia de un evento externo (SSB), este sistema también asume la función de extracción del calor residual del núcleo del reactor, ver el apartado 3.3.3.1.

El sistema fue analizado con respeto a la modificación de los Racks para el tipo súper-compacto llevándose en cuenta las configuraciones para el peor caso de calor de decaimiento producido y del cambio de calor con el medio ambiente (no fueron consideradas la evaporación del líquido en la piscina y el cambio de calor con las paredes).

Así, fue considerada una potencia de decaimiento composta de 14 lotes (1/3 de núcleo cada) más 3 lotes (1 núcleo completo descargado) en un total de 17 lotes de elementos combustibles (16,46 MW). Fueron analizados los casos de Operación Autorizada (operación en potencia, parada, condiciones anormales) y Condiciones de Accidentes (pérdida de refrigerante - LOCA y eventos externos).

Abajo en la tabla están relacionados los dos casos que llevaran a las máximas temperaturas medias en la piscina, considerándose una temperatura inicial de 40°C en la piscina de elementos combustibles:

Condición de Accidente	Número de lotes (64 EC/ lote)	Potencia de Decaimiento (MW)	Temperatura en la toma de agua del Sistema PE (°C)	Máxima temperatura media dentro de la piscina (°C)
Explosión de TNT (con la pérdida del sistema D1, una bomba FAK10/40 en operación alimentada por el D2)	17	16,46 <sup>(2)</sup>	30	72,9
Terremoto SSE (una bomba JNA10/40 <sup>(1)</sup> en operación alimentada por el D1)	17	16,46 <sup>(2)</sup>	34,2 <sup>(3)</sup>	72,0

(1) Las bombas JNA10/40, de mayor flujo que las bombas FAK10/40, son utilizadas para el caso del núcleo descargado (potencia máxima de diseño) en la piscina del EC.

(2) Para cálculo de la potencia de decaimiento es considerado un tiempo mínimo posible de 90 horas para el total descargamento del núcleo en la piscina del EC.

(3) Este aumento de la temperatura de la toma de agua se debe la hipótesis de destrucción del túnel de Itaorna-Piraquara por el SSE y de la recirculación de la agua de descarga.

Estos valores de máxima temperatura media encontrados están abajo del valor de 80°C permitido por las normas en los casos presentados en la tabla arriba.

Adicionalmente, existe un tercero circuito independiente FAK 20 con un intercambiador trocador de calor propio. Este circuito también es utilizado en la operación normal y es utilizado también, de forma preferencial, después del accidente con pérdida de refrigerante (LOCA).

El sistema FAK es alimentado por los generadores diesel de emergencia D1 (FAK20) e D2 (FAK 10 e 40).



**FIGURA 4.1.3\_1** – Foto de piscina de la CNAAA2.

### 3.3.5 Suministro de energía eléctrica

El suministro de energía eléctrica para la Usina Angra 2 está descrito en lo Informe Final del Análisis de Seguridad, donde es analizado el cumplimiento a los requisitos aplicables al diseño de la CNAAA1, incluyendo, entre otros, los requisitos relativos a la protección contra los eventos externos.

Así como la CNAAA1, la CNAAA2 está conectada a la red exterior de energía a través del sistema eléctrico auxiliar (SEA) a la dos líneas de alimentación independientes, la principal de 500 kV y la auxiliar de 138 kV. La red exterior es parte integrante del sistema integrado nacional. Esta red compone el “*Off-Site Power System*”, suministro de energía eléctrica desde el exterior de la central.

Además de las alimentaciones externas de 500 kV y 138 kV debese considerar también como una fuente de suministro de energía eléctrica la generación propia a través del generador eléctrico principal de la Usina (25 kV) que alimenta el SEA a través de los transformadores auxiliares BBT 01 / 02 y del transformador de la red exterior BCT01.

Durante la operación (funcionamiento) normal de la CNAAA2 el suministro eléctrico para el SEA es garantizada por la autogeneración de la unidad. En ocurrencia de la pérdida del suministro vía los transformadores BBT 01 / 02, ocurre la transferencia automática para la red externa de 138 kV a través del transformador BCT01. Y esta transferencia también puede ser ejecutada manualmente para cualquiera de las cuatro redundancias del 138 kV del SEA.

La concepción del SEA de la CNAAA2 incluí también fuentes internas de generación en corriente alterna CA a través de los Grupos de Generadores Diesel – GD. Estos generadores diesel permanecen en estado de prontitud, precalentados y preengrasado, para posibilitar el disparo rápido, hasta 10 segundos, a través de accionamiento de los dispositivos de arranque por aire comprimido, y dirigido por señales del sistema de protección del reactor (SPR).

El SEA se distribuye en una matriz redundante de 4 X 50%, teniendo en cuenta el sistema normal y los sistemas de suministros de energía eléctrica de emergencia 1 y 2, SEEE 1 o D1 y SEEE 2 o D2. En este caso, debido a la disponibilidad podemos postular al mantenimiento de una redundancia y la eventualidad de falla única en cualquier otra redundancia, la planta todavía se desactiva de forma segura solamente con las dos últimas redundancias.

Las estructuras / edificios, así como los componentes que albergan el SEA son diseñado teniendo en cuenta el mismos sismo base de diseño de la unidad.

Los sistemas de suministro de corriente alterna CA garantizan la disponibilidad de las fuentes de corrientes continua CC e das fuentes CA, necesarias para satisfacer los consumidores de estos sistemas en el arranque de los generadores diesel. La base de las fuentes de suministro de CC son los bancos de baterías estacionarias, de plomo-ácido y los rectificadores / cargadores. Una vez garantizado el suministro CA, las baterías estarán disponibles, debido a que operan en régimen de fluctuación. En caso de fallo del suministro de energía eléctrica, las baterías son responsables por satisfacer la demanda de energía de las cargas de emergencia hasta el arranque de lo GD. Las baterías están dimensionadas para 150 minutos de operación.

Las bases de diseño para estos sistemas consideran los conceptos de la falla común, diversidad, redundancia, etc., para responder las condiciones de los accidentes base de diseño los que requieren la garantía del suministro de energía eléctrica a los sistemas tecnológicos necesarios para el desligamiento seguro de la unidad, sin la liberación de radioactividad para el medioambiente. Los respectivos programas de carga de los generadores diesel tienen en cuenta el escalamiento necesario entre las cargas para evitar la sobrecarga.

### **3.3.5.1 Sistema de Suministro de Energía Eléctrica de Emergencia – SEEE**

En la eventualidad de falla del suministro por la alimentación externa principal, o sea, pérdida del 525 kV la Usina de Angra 2 tiene dispositivos automáticos que le permiten operar en consumo propio, “*House Load Operation*”, caso las grandezas eléctricas medidas por la matriz de protección eléctrica indiquen falla en el sistema eléctrico de 525 kV, tales como una pérdida abrupta de potencia en las proximidades de la Usina en un curto intervalo de tempo.

En una eventual falla de la alimentación externa del 525 kV y también de la autogeneración por el generador eléctrico, el sistema de protección eléctrica realizará la transferencia automática de la alimentación del SEA para la red externa de 138 kV vía transformador BCT01.

Considerándose la eventualidad de la pérdida de toda la alimentación externa y vía el generador luego los sistemas necesarios para hacer frente as funciones de seguridad, mantener la Usina desligada (fría) por longo período y, así evitar la liberación de la radioactividad para el medio ambiente, tiene como fuente de suministro interno en CA los sistemas de Suministro de Energía Eléctrica de Emergencia 1 e 2, SEEE 1 o D1 e

SEEE 2 o D2. En la situación actual este sistemas parten independientemente y automáticamente por señales de subtensión y/o subfrecuencia en los sus respectivas barras a través del SPR, conforme ya mencionado anteriormente.

### Disponibilidad y alineamiento eléctrico de los generadores diesel

Los sistemas de suministro de energía eléctrica de Emergencia de Angra 2 consisten en 8 (ocho) Grupos Generadores Diesel de Emergencia siendo cuatro pertenecientes al Sistema de Emergencia 1 e cuatro pertenecientes al Sistema de Emergencia 2.

Las estructuras o edificios bien como los componentes y sistemas auxiliares de estos sistemas son sísmicamente diseñados. La escolla de los equipos y sistemas correspondientes atiende a los principios de la garantía y control de la cualidad, siendo los mismos calculados, fabricados y testados atendiendo las respectivas normas de la base de diseño y de fabricación específicas.

Los cuatro generadores diesel del SEEE 1 – D1, están instalados en 4 redundancias independientes, con sus sistemas tecnológicos y estructuras diseñadas de acuerdo con la base normativa, relacionadas con la seguridad de la Planta. Estos sistemas son clasificados con categoría de requisito E1 y tienen disponibilidad de 4 x 50% de acuerdo con los requisitos de participación en los eventos de emergenciade laUsina. Este sistema D1 es protegido para SSE – *Safety Shut Down Earthquake* y alimenta los componentes de seguridad de la cadena de remoción de calor residual.

Los cuatro generadores diesel del SEEE 2 – D2 están instalados en 4 redundancias independientes, con sus sistemas tecnológicos y estructuras diseñadas sísmicamente y ambos relacionados con la seguridad de la Usina. Estos sistemas son clasificados con categoría de requisito E1 e tienen disponibilidad de 4 x 50% y están ubicados en otro edificio ULB, situado en posición diametralmente opuesta al edificio UBP del D1, con separación física e independencia de sus sistemas auxiliares. Este edificio abriga también cuatro piscinas de agua desmineralizada separadas físicamente para alimentación de agua de emergencia dos generadores de vapor GV y refrigeración de los propios generadores diesel, con una autonomía y volumen disponible para más de 10 horas de funcionamiento.

Los generadores diesel D2 están mecánicamente acoplados en las bombas de agua de alimentación para los GVs en la eventualidad de la ocurrencia de eventos externos.

La participación de estos generadores diesel está prevista para o suministro de energía eléctrica de emergencia para los equipos y sistemas necesarios para mantener la Usina segura, desligada y fría por longos períodos sea en las condiciones de accidentes internos o externos, conforme postulados tal como el SSB.

En Angra 2 solamente dos redundancias del Sistema de Emergencia 1 o 2 son suficientes para asegurar el desligamiento seguro de la Usina.

Los generadores diesel de los SEEE 1 y 2 satisfacen al criterio de diversidad, o sea, son de tipos diferentes. Los conjuntos D1 consisten de motores 18 PA6 V280 SEMT Pielstick de 5360 kW de potencia nominal y acoplados a los generadores Siemens de 6600 kVA, de 4,16 kV, 60 Hz. Los conjuntos D2 consisten de motores MWM 16BA M816 con la potencia nominal de 870 kW, accionando los generadores Siemens de 1100 kVA, de 480 V, 60 Hz, con las bombas de agua de refrigeración de emergencia LAS11-41AP001, mecánicamente acopladas al eje del conjunto motor generador.

En las condiciones actuáis, en caso de la pérdida del Suministro eléctrico externo, los generadores diesel de los SEEE 1 e 2 parten automáticamente. Actualmente existe la posibilidad de que en caso de la necesidad de alimentar las cargas eléctricas del

SEEE 2 a través de la interconexión con las barras del SEEE 1. Esta interconexión ya fue probada y testada, y puede ser realizada por los procedimientos en la sala de control.

### Ubicación y Elevación de la Estructuras Sísmicas y Redundantes

Los generadores D1 están localizados en las cuatro redundancias del edificio UBP, en el nivel 5,60 m, y los paneles de la distribución correspondientes están ubicados en las cuatro redundancias del edificio UBA, en lo nivele + 5,15 m. Los transformadores BMT10/20/30/40 que reducen la tensión para los niveles compatibles con los de la baja tensión están ubicados en el entorno del edificio UBA, en el nivel + 5,15 m.

Los generadores D2 están ubicados en las cuatros redundancias del edificio ULB, en el nivel +0,35 m. En esta estructura se hace el acceso en lo nivel + 8,15m, y las puertas de acceso son estanques.

La protección de estos equipos contra inundaciones fue discutida en el apartado 4.4.1.2.1.3.1.

### Disponibilidad para Reabastecimiento de los Tanques de Almacenamiento de Combustible (aceite diesel)

El suministro de combustible para los generadores diesel es hecho a partir de los tanques de almacenamiento de combustible, disponibles en el interior de los propios edificios.

Para los D1 tienen 4 tanques de almacenamiento, cada uno con capacidad de cerca de 95.000 litros de almacenamiento de óleo Diesel combustible, suficiente para más de 72 horas de funcionamiento. Los tanques diarios, con capacidad individual de cerca de 3.000 litros, ubicados en una cota mayor que la elevación del motor y, como son mantenidos siempre llenos, tienen disponibilidad para alimentar el sistema de inyección del combustible por la gravedad. El combustible es transferido de los tanques de almacenamiento para el tanque diario por las bombas de transferencia y el exceso de combustible no utilizado retorna para el tanque de almacenamiento.

Para el grupo D2 tienen 4 tanques de almacenamiento, cada un con capacidad de cerca de 7.000 litros, y son también considerados tanques diarios, situados en la cota +3,95m, elevación esta que es superior al de los motores, y tienen capacidad de almacenamiento suficiente para más de que 24 horas de funcionamiento. Estos generadores diesel funcionan de forma autárquica durante 10 horas, o sea, no ha necesidad de la intervención del operador durante este período.

Los tanques de óleo diesel de los grupos de generadores diesel D1 y D2 pueden ser reabastecidos con el óleo combustible de los tanques de las calderas con volumen de 350.000 litros de óleo diesel marítimo. El proceso de reabastecimiento es hecho de forma manual a través de una carreta móvil, con una bomba de transferencia eléctrica y una unidad de medición. Todos los tanques de almacenamiento de los ocho GD están en nivel inferior al de la carreta el que permite que el reabastecimiento del combustible sea hecho por gravedad.

El consumo de óleo Diesel combustible para cada uno de los generadores diesel del grupo D1 durante 72 horas de operación considerando la potencia eléctrica calculada de cerca de 4850 kW para las condiciones del suministro durante el accidente postulado que a presenta el mayor consumo es de aproximadamente 84.000 litros. Por lo tanto, el volumen de óleo Diesel disponible de 95.000 litros es más del que el

suficiente para atender a los requisitos de la base de diseño estipulados, contemplando todavía un suministro adicional superior al 10%.

Para los generadores diesel del grupo generadores diesel D2, el volumen de óleo Diesel combustible disponible en cada tanque es suficiente para asegurar la exigencia de autonomía de 10 horas de operación, siendo que el consumo estimado para operación nominal del GD con cerca de 860 kW durante 24 horas es de 5.650 litros.

### Inter-ligaciones Eléctricas

Los cabos de la CNAAA2 que conectan los paneles de distribución entran por la parte inferior de los paneles, que vienen del piso de las salas de cabos, existentes tanto no Edificio del Control UBA cuanto en el Edificio de Alimentación de Emergencia ULB, por ejemplo. Entre los diversos edificios los cabos siguen por estructuras denominadas galerías de tubulados/cabos donde se conectan a los demás edificio de la Usina. Estas estructuras tienen clasificaciones sísmicas y diseño contra inundaciones y fuego conforme la base normativa del diseño, siendo que las salas y canales de los cabos de una redundancia son físicamente separados de las otras.

### Disponibilidad de Refrigeración x Suministro de Combustible para la Generación de la Energía Eléctrica de Emergencia

La disponibilidad operacional de los generadores diesel está asegurada pelos siguientes factores:

- La captación de la toma de agua de Angra 2 es hecha en una bahía abrigada, cuja protección natural es proporcionada por los accidentes geográficos del entorno. Los generadores diesel del grupo D2 tienen la su propia fuente de refrigeración a partir de los reservorios del Sistema de Suministro de Agua de Alimentación de Emergencia LAR/LAS, internos al edificio ULB, el que les garante una independencia de los factores externos.
- Ambos los generadores diesel tienen tanques de almacenamiento bien como tanques diarios de combustible contemplando el volumen del combustible suficiente para las horas de operación postuladas e con posibilidad y facilidad de reabastecimiento a través de las bocas existentes para conexión.
- Las tomas de aire de la combustión son internas a los edificios de la clase sísmica, abrigadas de las intemperies y con elevación superior de el nivel de la inundación, para el edificio UBP y tomas externas también están en un nivel bastante elevado (cerca de 11,00 metros) para el edificio ULB.
- Los escapamentos están ubicaos en la parte superior y externa de las estructuras y en cuotas elevadas, no habitadas y, por lo tanto, libres de obstrucciones para ambos los edificios UBP y ULB.
- En Angra 2 apenas dos redundancias del D1 o dos redundancias del D2 disponibles son suficientes para garantir el desligamiento seguro de la Usina. Es posible también, a través de los procedimientos operacionales, hacer la interconexión de las redes D1 y D2 de las cuatro redundancias y que resulta en un aumento de la disponibilidad del suministro eléctrico de emergencia.

### 3.3.5.2 Sistema de Suministro en Corriente Continua y Suministro Ininterrumpido en Corriente Alterna o No-break

Como puede ser visto en el diagrama unifilar presentado en el anexo 2, el SEA contempla también el suministro de la energía eléctrica en corriente continua – CC en las tensiones de 220 V e 24/48 V. El sistema de 220 V CC alimenta los inversores del sistema Ininterrumpido o no-break a partir del cual las barras BRA-D son alimentados en CA, forneciendo alimentación para las cargas necesarias al nivel de tensión de 230/133 V.

Los sistemas CC y CA Ininterrumpido, pertenecientes al SEEE 1 están ubicados en el edificio UBA, diseñado para SSE, divididos en 4 redundancias en la disposición 4 x 50%. Las barras del sistema Ininterrumpido BRA-D tienen diversas posibilidades de alimentación sea a través de la inversión de CC para CA o a través del *by-pass* vía clave estática para la alimentación en CA a través de la red D1 de la propia redundancia. También existe la posibilidad de la conmutación manual para el trenes de la redundancia vecina también de la red D1.

Los sistemas CC en 24/48 V existen también para el SEEE 2 y están ubicados en el edificio ULB diseñado SSB (SSE + BPW).

Los sistemas CC constitúyanse de unidades ratificadoras que operan en paralelo con los sistemas de baterías los cuales alimentan las barras CC y al mismo tiempo mantén los grupos de baterías plomo-ácido del tipo GroE en fluctuación. Los grupos de las baterías absorben eventuales picos de cargas y son necesarios para el suministro eléctrico en la ausencia de los ratificadores durante el disparo de los generadores diesel. Estos grupos de baterías son constituidos de la disposición en serie de las células individuales con capacidad determinada a través de los balanceos de carga correspondientes. Para formar los bancos de 220V de la CC son utilizadas 108 células individuales de 2,23 V. Os bancos de +24 V y -24 V son compuestos por 13 células. La tensión de 48 V CC es formada por las tensiones de -24/+ 24 V.

Las baterías que hacen parte del sistema CC de 220 V que alimentan el mecanismo de movimiento de las barras del control del reactor BUB/BUC hacen parte del SEA normal y funcionan de forma similar las demás.

Las baterías y los paneles de distribución están ubicados en compartimientos distintos, separados físicamente por redundancia y con protección corta-fuego.

#### Sistema de Suministro de Corriente Continua

En la CNAAA2, los Sistemas de Suministro de Energía Eléctrica en CC están disponibles para el Sistema de Emergencia 1, ubicados en el edificio \*UBA\*, en el nivel + 10,71, y consiste básicamente en cuatro sistemas redundantes de baterías de 220 VCC y 24/48 VCC, plomo-ácido, operando en paralelo con ratificadores/cargadores y alimentando os paneles de corriente continua. Ambos los sistemas y sus componentes son clasificados como E1, importantes para la seguridad. Los paneles de distribución de la corriente continua, los ratificadores y las baterías se sitúan en salas sísmicas y físicamente separadas, de forma redundante para atender al SSE.

En lo edificio ULB están instaladas las cuatro redundancias sísmicas y físicamente separadas del Sistema de Suministro de Energía Eléctrica en Corriente Continua en 24/48 VCC, constituido de cuatro conjuntos de bancos de baterías de +24/ -24 VCC, plomo-ácido, operando en paralelo con ratificadores/cargadores y alimentando los paneles de distribución de corriente continua. Ambos los sistemas son clasificados como E1, y los paneles de distribución de la corriente continua, los ratificadores y las

baterías se sitúan en salas sísmicas y físicamente separadas, de forma redundante para atender al SSB, o sea, los eventos externos.

Los bancos de las baterías tienen capacidad de suplir las cargas de emergencia por 150 minutos (dos horas y media) considerando las condiciones de ausencia de los ratificadores en un evento de pérdida del suministro eléctrico externo y interno en CA.

#### Sistema de suministro Ininterrumpido en CA o No-break

O Sistema de Suministro Eléctrico Ininterrumpido o No-break de la CNAAA2 está subdividido en 4 redundancias, barras BRA-BRD, en 230/133V CA, clasificados como E1. Estos componentes están instalados en los niveles +5,15 m e +10,71 del edificio \*UBA\*, y las respectivas barras son alimentadas por los inversores estáticos y clave estática o clave conmutadora electrónica. En caso de falla del inversor, la barra no-break es alimentada automáticamente por la barra de 480 V del tren correspondiente, alimentado por el Diesel D1, sin interrupción, siendo el inversor defectuoso desligado. Los niveles de la tensión son adaptados por el medio de un transformador de aislamiento. Para los casos de falla de la clave estática del *by-pass* y también para los eventuales períodos de mantenimiento, existe la posibilidad de la conmutación automática en cerca de 500 ms para la barra de 230/133 V del tren adyacente. Durante la operación normal el *by-pass* externo para el tren adyacente está abierto.

Los Sistemas de Suministro Interno de CC y CA (no-break), bien como sus sistemas de paneles de distribución tienen redundancia, independencia y posibilidades de teste para garantizar el suministro en caso de mantenimiento en una redundancia y de falla única en otra, de acuerdo con la base de diseño.

#### **3.3.5.3 Cumplimiento de los Requisitos del “*Station Blackout*”**

Los requisitos de la recuperación de una situación del “*station blackout*” se regulan en la guía reguladora 1.155 de la NRC. La situación del “*station blackout*”, según lo definido en el párrafo 50.2 del 10CFR de la NRC, caracteriza este acontecimiento como la pérdida total de suministro de eléctrico de corriente alterna CA en la planta (pérdida de las conexiones eléctricas externas concomitante con el desligamiento de la turbina y de la indisponibilidad del sistema del suministro eléctrico de emergencia de la planta).

El § 50.2 del 10CFR de la NRC establece en sus definiciones que las plantas que tienen más redundancias de fuentes CA de emergencia que las requeridas para un desligamiento seguro, considerando solamente las fallas simples, pueden considerar las mismas como fuentes alternativas de suministro eléctricas (Alternate AC Power Sources – AAC), siempre que los requisitos aplicables están contemplados.

El NUREG 1.155 establece las bases y los conceptos del “*station blackout*” y determina que, si está probada la posibilidad de alineamiento y el arranque de un AAC en un tiempo menor o igual a los 10 minutos, esta fuente de suministro de emergencia de la planta cumple con las condiciones estipuladas para la recuperación del “*station blackout*”.

La usina Angra 2 de la CNAAA atiende estos criterios debidos al hecho de que los generadores diesel del SEEE 2 o D2 fueron considerados como “*Station Blackout Diesel Generators – SBODG*” en relación a los GD del SEEE 1 o D1. Además, por la base de diseño, este sistema tiene redundancia de 4x50% y es postulado que una redundancia puede estar en mantenimiento y se admite la posibilidad de una falla simple en la otra redundancia, siendo, por lo tanto, las dos redundancias restantes suficientes para el desligamiento seguro de la planta.

Disponibilidad y alineación eléctrica de los generadores diesel.

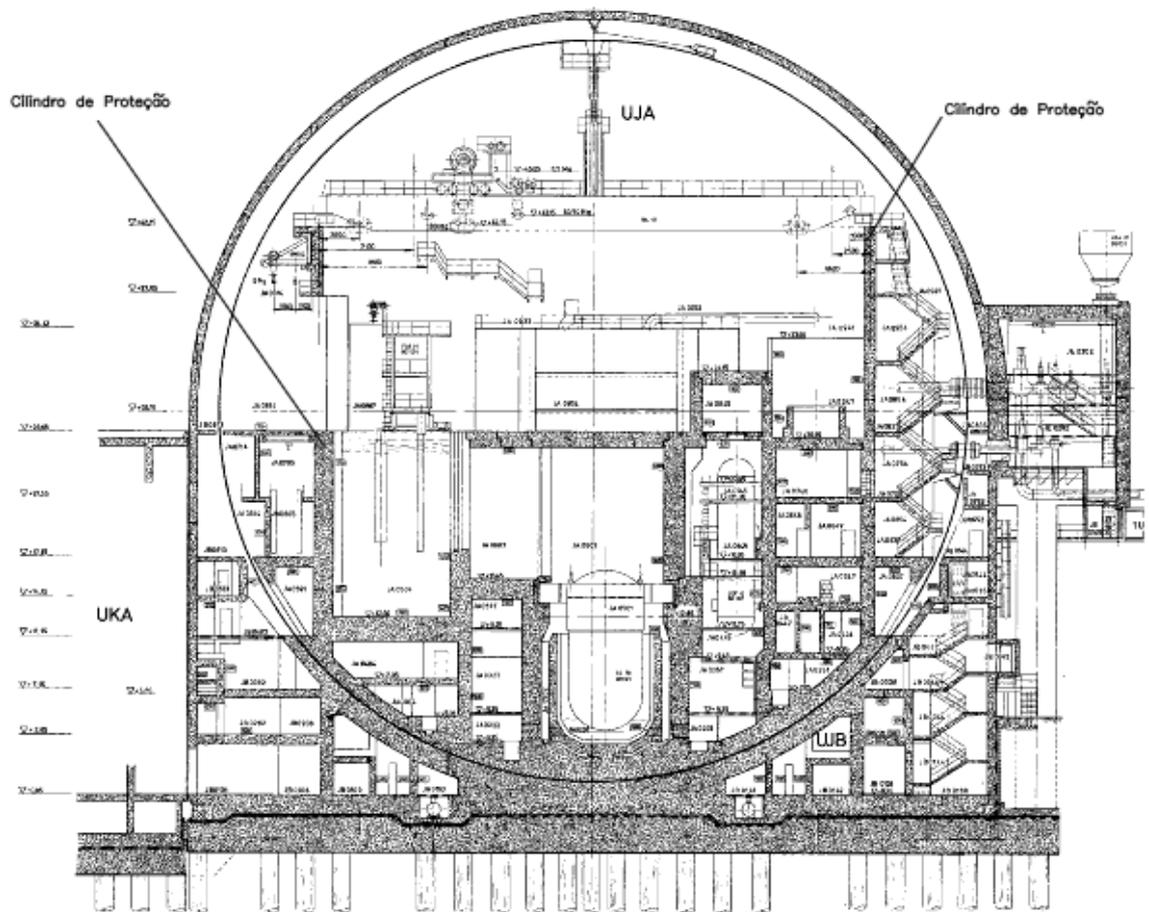
### 3.3.6 Otros sistemas relevantes

#### 3.3.6.1 Edificio y sistema de la contención

El edificio de contención de la CNAAA2, Figura 3.3.6.1\_1, es del tipo “*Largy Dry Containment*”, tiene un volumen libre aproximadamente de 59.000 m<sup>3</sup>, En la Tabla 3.3.2\_1, son presentados otras características de la contención de la CNAAA2. Este edificio es formado por una esfera de acero, envuelta un edificio de hormigón armado con un espesura de 60 cm y es diseñado para soporta los eventos externos de la base de diseño.

La contención de la CNAAA2 tiene sistemas específicos para ejecutar el control de las concentraciones de hidrógenos y así garantizar su integridad. Basado en los requisitos de la normativa alemana RKS (1981) y BMI (1979), la contención de la CNAAA2 los siguientes sistemas:

- Sistema de reducción de hidrógeno (JMT) es un sistema activo para la recombinación del hidrógeno;
- Sistema de monitorización del hidrógeno (JMU) es un sistema de toma de muestras de la atmósfera de la contención para medir la concentración del hidrógeno;
- Sistema de dispersión (mezcla) del hidrógeno (JMV).



**FIGURA 3.3.6.1\_1** –Corte transversal de la contención de la CNAEA2.

Estos sistemas tienen las siguientes características:

- Son esencialmente dimensionados para las condiciones resultantes de los accidentes de la base de diseño;
- Los sistemas son actuados manualmente cuando requerido; y
- Los sistemas son alimentados por los generadores diesel de emergencia en el caso de la pérdida de suministro energía eléctrica externa.

### 3.3.6.2 Sistema de protección y limitación del reactor

#### 3.3.6.2.1 Sistema de la limitación del reactor (JT)

El sistema de limitación (JT) consiste de dispositivos que evitan que los valores límites de algunas variables de proceso preestablecida sean ultrapasados. Cuando estos valores límites son alcanzados, los dispositivos de limitación entra a la acción para traer la planta de vuelta a condición de funcionamiento normal. Esta acción puede resultar en una reducción de la potencia del reactor.

Una parte del sistema de limitación hace la reducción de la potencia del reactor con consecuente cambio temporario de la relación potencia generada y la potencia consumida. En esto caso, esta acción puede resultar en una inserción o queda de las barras de control o en un aumento de la concentración del boro en el refrigerante, y dependiendo de cómo la potencia del reactor excede un valor predeterminado conocido como “valor permitido”. La otra parte del sistema limita las variables del proceso.

Así, en el primer grupo están la limitación de la potencia del reactor, la limitación de la densidad de potencia del reactor y la limitación de la retirada de las barras de control. En el según grupo, están por ejemplo, a limitación de la presión e a limitación de masa del refrigerante.

En la jerarquía de los sistemas de la I&C, las medidas relativas a las limitaciones se encuentran entre las áreas del controle operacional y los limites de control para el accionamiento del sistema de protección del reactor. Este sistema tiene las siguientes funciones:

- Como Limitación operacional, para aumentar la disponibilidad de la planta a través de las acciones continua apropiada de la seguridad;
- Como limitación de la variables del proceso, para limitar las variables de proceso tales que los valores obtenidos a partir de la análisis de accidentes no serán excedidos;
- Como limitación protectiva, para volver, en caso de alguno desvío, la variable monitoreada para valores que permitan la continuidad de la operación normal.

### **3.3.6.2 Sistema de protección del reactor (JR)**

El sistema de protección del reactor (JR) tiene como tarea, supervisar y procesar las variables de proceso importantes para la seguridad de la usina y del medio ambiente, y de empezar las acciones automáticas de protección con el objetivo de mantener la usina dentro de los límites de seguridad. La elección de las variables de proceso a ser controlada, bien como la elección de los criterios adecuados de actuación y su conexión con las señales que inician las acciones de protección se basan principalmente en el análisis de accidentes.

### **3.2.6.3 Sistema de refrigeración del reactor (JE)**

Este sistema está constituido por cuatro lazos idénticos de refrigeración conectados en paralelo a la vasija de presión del núcleo del reactor. Cada un dos lazos de refrigeración tiene una bomba de refrigeración (BRR), un generador de vapor (GV) y lazos de tubería y instrumentación. Uno de los lazos tiene también, en la rama caliente, el presionador, tanque de alivio del presionador y las tuberías e instrumentaciones necesaria para el control operacional.

### 3.3.6.4 Sumidero de calor

El sumidero principal de calor de la CNAAA2 de la Central de Angra está constituido por el condensador y el sistema de agua de circulación que se refrigera con el agua del mar. Este sistema no tiene función de seguridad.

## 3.4 Diferencias significativas de seguridad entre las unidades

Las principales diferencias de seguridad entre las unidades son:

- La CNAAA1 es un diseño Westinghouse de la primera generación e la CNAAA2 es un diseño KWU con algunas modificaciones de diseños decurrentes de las mejorías de las centrales Konvoi alemanas, como ya discutido en el apartado 3.3.2;
- En relación las piscinas de elementos combustible gastados (PCU) – La CNAAA1 tiene uno edificio específico para albergar la PCU y la CNAAA2 la PCU encuéntrase dentro del edificio de la contención;
- La cadena de refrigeración de emergencia – La CNAAA1 tiene dos trenes redundantes con una capacidad de 2 X 100% y la CNAAA2 tiene cuatro trenes redundantes con una capacidad de 4 X 50 %;

## 3.5 Análisis Probabilistas de Seguridad

Las plantas nucleares brasileñas, CNAAA1 y CNAAA1 disponen actualmente de Análisis Probabilistas de Seguridad (APS) que siguen siendo actualizadas y complementadas:

- CNAAA1

La CNAAA1 dispone de una APS para eventos internos, incluyendo, inundación, usina en potencia, nivel 1+, cuya revisión 0 fue emitida en 2000, pasando por diferentes revisiones para incorporar las modificaciones en la usina y del desarrollo de los modelos.

Recientemente, en abril de 2011, fue submetida la CNEN una revisión 3 (de acordó con la condicionante L de la nueva Autorización de Operación). Esa APS es utilizada internamente en la identificación de las fragilidades, puntos débiles, mejora en el diseño y en el control de configuraciones de manutención.

Una APS de incendio encuéntrase en desarrollo en conjunto con el EPRI, y de de acordó con el método del EPRI, NUREG/CR-6850 – *Fire PARA Methodology for Nuclear Power Facilities*.

Una APS de eventos internos y otros modos de operación y una APS Nivel 2 fueron requeridas por la CNEN, y el Titula ya presentó un plan de trabajo cuya previsión de conclusión a fines de año de 2015.

- CNAAA2

La CNAAA2 dispone de una APS de eventos internos a potencia, incluyendo inundación, nivel 1+, cuja revisión 0 fue emitida en agosto de 2008.

La revisión 1 de esta APS fue completada en 2009. Tanto la revisión 0 cuanto la revisión 1 ya fueron submetidas para CNEN. El Titular, ahora esta trabaja en la segunda revisión, buscando atender las pendencias identificadas por la CNEN. En este caso la empresa Iberdrola, que desarrolló esa APS, fue recontratada para dar soporte para la Eletronuclear en el tratamiento de estos cuestionamientos.

Esa APS está siendo utilizada internamente para la identificación de puntos débiles y en la mejora del diseño de Angra 2, bien como en el control de configuraciones de manutención (monitor de risco).

LA CNEN requirió, a través del Oficio 117/10 de agosto de 2010, que el Titula complementase el conjunto de la APS con la inclusión d la APS de Nivel 1 de eventos internos en otros modos de operación, APS de incendios internos a potencia, APS de Nivel 2 de eventos internos a potencia y APS de otros eventos externos. El Titula ya presentó un plan de trabajo cuya previsión de conclusión es los fines del año de 2013.

## 4 INFORME DEL TITULAR Y EVALUACIÓN DE LA CNEN

El 29 de marzo de 2012 el Titular de la Central Nuclear de Angra (CNAAA) ha presentado a la CNEN (Autoridad Regulatoria) su informe final en respuestas a las especificaciones para la realización de la “Evaluación de Resistencia” acordó en el Foro-iberoamericano.

En el apartado 3.1 fue presentado sucintamente una descripción del parque brasileño tiene actualmente una central nuclear con dos reactores en operación y un en construcción. Las especificaciones fueron direccionadas a las dos unidades en operación, la CNAAA1 y la CNAAA2. Estas unidades son conocidas también como Angra 1 y Angra 2.

De acordó con lo acordado a nivel del Foro-iberoamericano, el alcance de las evaluaciones del Titular debía incluir lo siguiente:

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

### 4.1 Eventos naturales extremos

Todas las plantas de energía nucleares en Brasil han sido diseñadas para resistir las amenazas naturales externas, tales como los vientos extremos, la lluvia intensa y deslizamientos de los taludes. Además, las inundaciones y los terremotos han tenido en cuenta en función del riesgo sitio específico. Para las inundaciones y terremotos fueron empleados la normativa del país de origen de la tecnología (básicamente tiene en cuenta la normativa norteamericana), mientras que el diseño frente a otros peligros naturales se basa en las normas convencionales de Ingeniería civil.

## 4.1.1 Terremotos

### 4.1.1.1 Actividades realizadas por el Titular

#### 4.1.1.1.1 Geología y Sismología del Sitio

##### 4.1.1.1.1.1 Caracterización de la región

Los estudios que habían definido las características del sitio fueron realizados inicialmente por la empresa norteamericana “*Weston Geophysical Research (WGR)*”, en la década de 70 hasta 80. Los resultados de estos estudios indicaron habían indicado que el sitio estaba ubicado en una región continental estable geológicamente (“*Stable Continental Region – SRC*”), interplacas, lejos de los bordos de la placas tectónicas, sin fallas geológicas capaces de provocar un terremoto de grandes magnitud. Los movimientos tectónicos actuales observados en la región de interés parecen del tipo residual, con una acomodación de los bloques que habían movido en el Terciario. Así, en relación a la sismología la región es considerada de baja sismicidad.

Los datos sobre el número de evento de sismicidad conocidos y la imprecisión de la ubicación de los epicentros hasta hoy no permiten una demarcación precisa de las fuentes sísmicas genéricas en la región de interés. Algunas fallas locales y regionales fueron caracterizadas y recientemente fueron re estudiada. En la subregión de interés, una posible falla activa más cerca de la playa de Itaorna está relacionada con la localidad de Monsuaba, cerca de 24 km del sitio de la CNAAA. La conformación de estas fallas fue determinada a través de la distribución espacial de los sismos de pequeña magnitud, en un ciclo en que lo mayor fue de magnitud 3.0, en este caso no se puede asociarlo con terremotos moderados o grandes o con actividad sísmica sustentables. En las áreas de los epicentros no fue encontrada la presencia de deformación en la superficie del terreno o de los depósitos geológicos cerca de la superficie. Esta falla no fue clasificada como capaz de acordó con el apéndice A del 10 CFR 100 de la USNRC.

Así los eventos sísmico de importancia para el proyecto y la operación (explotación) de la central, de acuerdo con los estudios ejecutados, tienen una baja probabilidad de ocurrencia y deberán ser compatibles con los registro en la historia macro-sísmica y en el catálogo de registro sísmico en un rayo de 322 km (200 millas) de la CNAAA.

##### 4.1.1.1.1.2 Fundamentación de las bases de diseño sísmico

De acuerdo con los criterios deterministas existentes en la época de los proyectos de las unidades de la central CNAAA, fue adoptado como referencia el mayor sismo registrado en lo rayo de 200 millas (300 km) del sitio. En este caso el terremoto que ocurrió en 1967 en la ciudad de Cunha, cerca de 50 km de la CNAAA. Este terremoto tuvo una intensidad estimada en VI al VII en la escala Mercalli modificada, correspondiente a las aceleraciones del orden de 0,07g.

Así, fue adoptada una aceleración de diseño de 0,10 g, en la horizontal, en afloramiento de la roca, que es el valor mínimo requerido por las normativas existentes para el diseño de usinas nucleares. El espectro del diseño fue definido también por la empresa norteamericana WGR, basado en la normativa norteamericana existente en la época, como también el espectro presentado en el “*Regulatory Guide*” 1.60 (1973).

En el fines de los años 90, antes de la licencia de construcción de la CNAAA2, se realizó una actualización de la base de datos geológicos y sismológicos, la incorporación de estudios de los últimos fallos regionales (neotectónica) y un análisis probabilista de la peligrosidad sísmica basado en las normas norteamericanas actuales para usinas nucleares (“*USNRC, Probabilistic Seismic Hazard Analysis – PSHA*”).

Estos estudios han mostrado que:

- No existen fallas capaces en la región de acuerdo con los requisitos de la USNRC;
- La región tiene una sismicidad difusa, sin fuentes sismogénicas que no pueden ser claramente definidas;
- El nivel de las aceleraciones adoptado en el diseño fue adecuado. Considerando que el catálogo de registros sísmico se actualizó en 2003 y 2008, y este análisis riesgo sísmico se repitió dos veces, sin alteraciones significativas en los resultados.

En esta evaluación probabilista la magnitud potencial máxima adoptada para el terremoto, como el límite superior de la curva de recurrencia sísmica de la provincia tectónica que es el sitio de la CNAAA, fue  $m_b = 6,5$  para el continente, y  $m_b = 7,0$ , para el océano e incluidas las zonas adyacentes. Estos valores son similares a los adoptados en las provincias sísmo tectónicas similares la región Central y Leste de los Estados Unidos (CEUS).

El catálogo empleado en el establecimiento de la relación de recurrencia contiene sísmo ocurridos desde 1767. Bajado en la relación entre la frecuencia anual de los eventos registrados y sus respectivas magnitudes, teniendo en cuenta los datos históricos y recientes, se consideró la relación siguiente, válida para sísmos con magnitudes  $m_b$  entre 3,5 y 7:

$$\text{Log} \left( \sum N \right) = 4,40 - 0,03 \cdot 1,29 - 0,04 \cdot m_b$$

Las curvas de amenaza sísmica para el PGA (“*Peak Ground Acceleration*”) validas para la CNAAA fueron obtenidas a partir de la ecuación de recurrencia sísmica e a relación de atenuación desenrollada por Toro et. Al. (1997) y presentada arriba.

#### 4.1.1.1.2 CNAAA1

##### 4.1.1.1.2.1 Bases de Diseño

El diseño de las plantas de la CNAAA han seguido los criterios internacionales de seguridad, vigentes en el momento en que fueron diseñados. La normativa requiere que las estructuras de seguridad sean diseñadas para hacer frente a los eventos extremos de la naturaleza, tales como el terremoto.

Los criterios adoptados en la base de diseño fueron determinados con base en las especificidades del sitio. El proyecto sísmico de la CNAAA1, de origen norteamericana, fue realizado de acuerdo con la normativa de la USNRC, teniendo también utilizado otras normativas y guías internacionales (OIEA, etc.).

Todas las estructuras, sistemas y componentes (ESC) importantes para garantizar la seguridad (clases 1, 2<sup>a</sup>, 2b y 3) fueron diseñados para resistir los efectos causados por un terremoto, sin perder su capacidad para desempeñar sus funciones de seguridad durante y después de un evento sísmico de proyecto. Todas las Estructuras, Sistemas y Componentes NNS (Non-Nuclear Safety) cuyo fallo afecta a los requisitos de seguridad de la ESC de seguridad, fueron también diseñados para resistir el evento sísmico.

El terremoto base de diseño, para asegurar la parada segura de las plantas de la CNAAA, Safe Shutdown Earthquake – SSE, para la CNAAA1 fue establecido de modo determinista, basado en los estudios realizados pela empresa norteamericana Weston G.R., teniendo en cuenta la geología regional y local y los estudios sismológico realizados en los años 70 a 80.

Teniendo en cuenta los registros históricos sísmicos de la región, se adoptó el valor de la aceleración horizontal para el SSE, en el afloramiento rocoso, de 0,10 g, que es el valor mínimo especificado por el NRC para el diseño de centrales nucleares. El espectro de respuesta de diseño, correspondiente al movimiento horizontal de SSE se determinó basándose en el estudio de la sismicidad y recomendaciones de la Weston G.R. El espectro de respuesta de diseño indicado para el movimiento vertical del SSE fue obtenido multiplicándose el espectro de la ordenada horizontal por un factor de dos tercios (2/3).

El terremoto base de operación (Operating Basis Earthquake – OBE) también fue considerado en el diseño de la CNAAA1, en este caso el valor adoptado fue el promedio de las aceleraciones del SSE.

Conforme presentado en el apartado 3.3.2 de este informe, en el fines de los años 90, el Titular realizó una actualización de la base de datos geológicos y sismológicos, la incorporación de estudios de los últimos fallos regionales (neotectónica) y un análisis probabilista de la peligrosidad sísmica basado en las normas norteamericanas actuales para usinas nucleares (USNRC, *Probabilistic Seismic Hazard Analysis – PSHA*). Así basado en la probabilidad de referencia de 10-4/año, requerida por la normativa norteamericana, fue obtenida a partir de la curva de amenaza un valor de aceleración máxima de pico en el suelo (Peak Ground Acceleration – PGA) del orden de 0,058 g. Fue verificado también que la aceleración de 0,10 g tiene una probabilidad anual de que se sobrepasen de  $2,7 \times 10^{-5}$ /año.

#### 4.1.1.1.2.2 Aplicación de La das Bases de Diseños

Los predios ERE, ESE, EAN, EAS, EDE, ECB y ETD, que albergan los sistemas y equipos relacionados con la seguridad, son diseñados para resistir el terremoto de desligamiento seguro – SSE.

Las estructuras de seguridad se analizan de forma dinámica, teniendo en cuenta el terremoto definido por el espectro de respuesta sísmica de diseño (*Seismic Design Response Spectra*).

Las estructuras del Edificio del Reactor (ERE) y del Edificio de Seguridad (ESE) de Angra 1 están asentados sobre la roca, a unos 15 m y 20 m de profundidad. Los edificios Auxiliar Norte (EAN) y Sur (EAS) se encuentran en el estrato del aterramiento controlado (densidad relativa > 75%) que sustituye el terreno original que estaba en el suelo residual y roca. Los estratos del aterramiento tiene espesor de 10 m (EAN) y 9 m (ESA) y los estratos de suelo residual tiene un promedio de 2 m para el EAN y 4 m para el EAS. El edificio de combustible también está construido sobre un estrato de 11 metros del aterro controlado. El edificio del generador diesel (EDE) está sobre un estrato de aterro que cubre un estrato de arena fina natural de 15 metros.

El espectro de respuesta de diseño (DRS) del sitio de la CNAAA al SSE se basa en un evento de corta duración, con velocidades de las partículas de suelos entre 7 – 10 cm/s y pico de aceleraciones de 0,1 g. A partir del espectro de respuestas se generan las funciones de aceleración X tiempo para obtener artificialmente el histórico de aceleraciones que representan el terremoto. Un conjunto de histórico de aceleraciones artificiales, estadísticamente independientes, es utilizado en la simulación del movimiento horizontal del DBE en el afloramiento de la roca sana.

El diseño inicial han considerado los modelos de vigas y masas concentradas de forma simplificada, con el apoyo de muelle y amortiguadores con propiedades obtenidas a partir de las teorías semi-espacio elástico lineal. Pero, en la década de 90 se obtuvieron las funciones de impedancia con el proceso en el dominio de la frecuencia de las estructuras civiles principales (ERE, ESE, EAS y EAN). Fueron generados nuevos espectros de respuestas de aceleración, con preciso modelos en tres dimensiones, lo que prueba que los espectros obtenidos inicialmente son conservadores.

Así, el procedimiento empleado implica la superposición de los efectos y comportamiento lineal de los materiales. La no linealidad del suelo se introduce utilizando las propiedades del suelo en consonancia con el estado de deformación impuesta por el terremoto. Siendo conservadores, en esto análisis los valores de atenuación del suelo se limitan a 10 %.

En este caso, una variación paramétrica en las características se considera y todo el análisis se hace para el valor medio de la estima (Gave), un valor mínimo (Gmin) y un valor máximo (Gmax) del módulo del cizallamiento del suelo.

En el análisis de inercia, las estructuras del ERE/ESE, EAN y EAS son representados por los modelos tridimensionales, donde las el Lajes y las paredes son representados por los elementos de la cáscara, que están sometidos a los movimientos horizontales y a la vertical simultáneamente. Las excitaciones sísmicas son independiente estadística, siendo realizada a través de análisis modales en el dominio del tiempo para que se obtenga las respuestas estructurales secundarias (las dislocaciones y las aceleraciones) y de los esfuerzos internos. Todos los modos hasta 33Hz se

consideran y los amortecimientos modales se calculan proporcionales a las energías de la deformación de los elementos estructurales, teniendo en cuenta la impedancia de la fundación constante para todos los modos de vibración.

Para el dimensionamiento de los sistemas y de los componentes, los espectros de respuesta del piso (*Floor Response Spectra - FRS*) se generan de las respuestas en la aceleración obtenidas en las posiciones más desfavorables de cada piso de las estructuras clase I. Las recomendaciones del guía de la NRC RG 1.122 se utilizan para la opción del intervalo de la frecuencia y para los criterios de ampliación y de suavización de los espectros.

Con respecto al proyecto sísmico de los sistemas y de los componentes (*seismic subsystem análisis*), los equipos de la categoría 1 de la CNAAA1 fueron proyectados considerándose 20 acontecimientos de OBE con 20 ciclos cada uno, para la estimación de 40 años de vida útil.

La solución del problema dinámico necesario para el dimensionamiento se alcanza, de acuerdo con las características de los subsistemas conectados a las estructuras para los diversos métodos:

- Análisis estático equivalente, teniendo en cuenta la amplificación de las respuestas de acuerdo con la razón de las frecuencias entre la excitación y la frecuencia natural del equipo.
- Análisis modal espectral, teniendo en cuenta los criterios de la superposición modal;
- Análisis modal en el tiempo, con la solución analítica de la ecuación del movimiento;
- Integración directa, proporcionando una solución rigurosa que se permite incluir el efecto de las no linealidades geométricos o de materiales;
- Las pruebas y los ensayos, de que se utilizan en la calificación del equipo y de los componentes a través de pruebas, probando su capacidad de satisfacer las funciones de la seguridad sin la necesidad de una verificación analítica

Las tuberías y estructuras categoría 1 enterradas son sujetas a los movimientos inducidos por la pasaje de las ondas sísmicas. La verificación se hace por separado para las deformaciones axiales y las deformaciones transversales de las respuestas de la interacción sísmica, en vista de una compatibilidad de deformaciones entre el suelo y las estructuras.

El análisis sísmico de las estructuras del circuito de la refrigeración del reactor (RCS) había sido reanalizada recientemente para el intercambio de los generadores del vapor de la CNAAA1, en vista de las normas y de los procedimientos actuales, siendo utilizado el análisis en el dominio del tiempo, considerándose un modelo tridimensional detallado, que representa el RCS, sus soportes conectadas con el modelo de la estructura interna del edificio del reactor (ERE), considerando las no linealidades, cuando es aplicable. Las estructuras de los internos del reactor, CRDM, etc. los analizan considerándose el efecto no lineal introducido por los espacios existentes, de choques, el efecto hidráulico. Para el análisis de los modelos separados del núcleo se consideran las excitaciones horizontales y verticales.

La CNAAA1 tiene un sistema del monitoreo sísmico que cumple las recomendaciones de la norma de los EE.UU. NRC 1.12, que envía un señal de alarma para la sala de

control en el caso de que se ha activado el sistema o ha ocurrido un terremoto OBE y permite el registro de los históricos de aceleraciones ocurridos en los sensores.

El sistema de Monitoreo de movimientos sísmico de la CNAAA1 se constituye de un total de 6 acelerógrafo con 3 canales cada uno. Cada canal utiliza un sensor que hace el monitoreo de las aceleraciones en las direcciones de los ortogonales. Dos sensores son posicionados diametralmente opuestos en el ANNULUS (elevación +2,1m). Dos otros están dentro de ERE (elevaciones +10,02m y +23,0m). En el EAS, que tiene fundación independiente del ERE fueron colocados sensores en las elevaciones +1,0m y al lado de la sala del control.

El sistema es del tipo en línea y que registra cualquier evento en que cualquier de los sensores sufre una aceleración más grande de qué 0,01g. Desde el principio de la operación de la planta él no tenía por lo menos un registro sísmico generado por el acontecimiento sísmico verdadero que ha provocado el alarmar del sistema.

Las recomendaciones de la guía de USNRC RG 1.166 se reflejan en el manual de la operación de la planta para la toma de decisión después de la ocurrencia de un acontecimiento sísmico.

#### 4.1.1.1.2.3 Los Márgenes de Seguridad

Los programas del monitoreo y las inspecciones periódicas de los equipos categoría de seguridad son la garantía de que los componentes y sistemas permanecerán en condiciones de satisfacer sus funciones de seguridad. En este caso, el alcance del programa de la gerencia del envejecimiento de las instalaciones de la CNAAA1, la Eletronuclear (el Titular) está ampliando aumentando el alcance del programa con la inclusión del monitoreo de las estructuras civiles.

La limitación de la amortiguación en el suelo y no la consideración del efecto del "embedment" de las fundaciones, tan bien como el uso de modelos con la impedancia de la fundación constante son hipótesis conservadora adoptados en el cálculo.

El estudio de la evaluación de los márgenes sísmicos, como la metodología del EPRI, están previsto en el alcance del plan de respuestas al accidente de Fukushima, con la conclusión prevista para 30/06/13.

En plantas similares, por ejemplo, Almaraz y Asco en España, fue probado una margen con una alta confianza para una baja probabilidad de falla (HCLPF) para un nivel de la aceleración de 0,21g (en relación a lo margen de diseño de 0,1g en Almaraz), definida hoy para las limitaciones del tanque del control químico y volumétrico.

Con alteraciones y mejoras pequeñas en el proyecto se logró la posibilidad de desligamiento seguro para los niveles de la aceleración de 0,27g y de 0,24g para las unidades Almaraz 1 y 2, respectivamente. Los puntos débiles encontrados habían sido los relés eléctricos que ordenan el equipo de seguridad, los tuberías dentro de la contención que no son asociados a los sistemas de seguridad, sistemas de la ventilación de las salas de baterías y de la sala de control y de los recombinadores pasivos.

Siendo así, como fue probado ya para las plantas similares, tenemos una expectativa también de demostrar para la CNAAA1 una capacidad de oponerse a un nivel de la aceleración de hasta 2 veces que el valor considerado en el diseño. Para el sitio de la CNAAA, para un nivel de la aceleración de 0,20g tenemos una probabilidad de

ocurrencia asociada alrededor de  $5 \times 10^{-6}$ /año. En el estudio de la margen sísmica podrán proponerse modificaciones, intervenciones y mejoras para eliminar los puntos débiles y permitir que la capacidad requerida sea alcanzada.

#### 4.1.1.1.3 CNAAA2

##### 4.1.1.1.3.1 Bases de Diseño

Las base de diseño sísmico de la CNAAA2 son similares a adoptadas para la CNAAA1.

El diseño sísmico de la CNAAA2, de origen alemán, fue realizado de acuerdo con la base normativa alemana (RSK, BMI, KTA), todavía utilizando complementariamente a otras normas y guías internacionales (guías del AIEA, del USNRC, etc.).

Todas las estructuras, sistemas y Componentes (ESC) importantes para garantizar la seguridad (Clase I) fueron diseñadas para resistir los efectos causado por un terremoto sin perder su capacidad de cumplir con sus funciones de seguridad durante y después del evento.

Las ESC de Clase II cuya falla pueden impactar los requisitos de la seguridad de una ESC Clase I son clasificada como IIA y dimensionadas para mantener la estabilidad durante y después de un evento sísmico.

Las funciones de seguridad se clasifican de acuerdo con la estabilidad (S - stability), el estanqueidad (D - tightness) y operabilidad (F - function).

El terremoto de diseño para garantizar el desligamiento seguro las plantas de la CNAAA (*Safe Shutdown Earthquake - SSE*) fue establecido en bases deterministas, y basados en los estudios desarrollados por la compañía americana Weston G. R., teniendo en cuenta la geología regional y local y de los estudios de los sismológicos llevado a cabo en las décadas de 70 a los 80.

Teniendo en cuenta los registros históricos sísmicos de la región, el valor de la aceleración horizontal para el SSE que fue adoptado, en el afloramiento de la roca, es de 0.10 g, el valor mínimo especificado por el USNRC para el diseño de centrales nucleares.

El espectro de respuesta del diseño, correspondiente al movimiento horizontal del SSE, fue determinado en base a los estudio de sismicidad y en las recomendaciones de la Weston G.R. En este caso, el espectro de respuesta del diseño indicada para el movimiento des SSE fue obtenido a través de la multiplicación des las ordenadas del espectro horizontal por un factor de dos tercios (2/3).

El DBE (“Design Basis Earthquake” = terremoto de la base del diseño, equivalente al “Operating Basis Earthquake”, según lo definido por la USNRC) también fue considerado en el diseño de la CNAAA2, como siendo la mitad de las aceleraciones del SSE.

Conforme presentado en el apartado 4.1.1.1.1 de este informe, en el fines de los años 90, el Titular realizó una actualización de la base de datos geológicos y sismológicos, la incorporación de estudios de los últimos fallos regionales (neotectónica) y un análisis probabilista de la peligrosidad sísmica basado en las normas norteamericanas actuales para usinas nucleares (USNRC, *Probabilistic Seismic Hazard Analysis – PSHA*). Así basado en la probabilidad de referencia de  $10^{-4}$ /año, requerida por la normativa norteamericana, fue obtenida a partir de la curva de amenaza un valor de

aceleración máxima de pico en el suelo (Peak Ground Acceleration – PGA) del orden de 0,058 g. Fue verificado también que la aceleración de 0,10 g tiene una probabilidad anual de que se sobrepasen de  $2,7 \times 10^{-5}$ /año.

En el caso del diseño de la CNAAA2, fue considerado que el tanque de agua de alimentación, que no es diseñado para el terremoto, puede romperse durante un acontecimiento de esta naturaleza. Mismos teniendo en cuenta los márgenes de seguridad existentes en el diseño del tanque, es admitido que puede ocurrir una ruptura del tanque en resultado de un SSE. Así, el edificio de la seguridad fue diseñado para resistir la combinación del efecto de la onda de la presión decurrente de esta ruptura con el propio terremoto (SSB). En la CNAAA2, las estructuras clase I y los sistemas y los componentes esenciales para el desligamiento seguro del reactor fueron diseñados para SSB.

#### 4.1.1.1.3.2 Aplicación de las Bases de Diseños

La clasificación sísmica de los edificios principales encuéntrase presentada en la tabla 4.2.1-1 siguiente.

Edificio	Clasificación Sísmica
UJA/UJB	SSB
UJE	SSB
UKA	SSE/SSB (ambos los casos, solamente estabilidad)
UMA	no sísmico
UBA	SSE
UBP	SSE + SSB (solamente estabilidad)
ULB	SSB
UPC	no sísmico
1UQB e 2/UQB	SSB
UQJ	no sísmico
UQN	no sísmico
UQT	SSB

Tabla 4.2.1-1 Clasificación sísmica de las estructuras principales de la CNAAA2

Las estructuras clase I fueron analizadas dinámicamente, considerando el terremoto fornecido para el espectro de respuestas del diseño (*Seismic Design Response Spectra*).

El espectro de respuesta del diseño (DRS) de la CNAAA2, para el SSE, fueron basados en un acontecimiento de duración corta (10 - 15 segundos), con velocidad de la partícula del suelo entre 7 – 10 cm/s y los picos de aceleraciones de 0,1g.

A partir del espectro de respuestas se generan las funciones de aceleración X tiempo para obtener artificialmente el histórico de aceleraciones que representan el terremoto. Un conjunto de histórico de aceleraciones artificiales, estadísticamente independientes, es utilizado en la simulación del movimiento horizontal del DBE en el afloramiento de la roca sana. Todos tienen 15 segundos de duración (1.5 s en la fase del crecimiento, 10 s en el movimiento fuerte y 3.5 s en la fase de la declinación), y

son obtenidos a través del uso de los coeficientes de amortiguación de el 10%, el 7% y el 5%. Los criterios de la aceptación de la NRC SRP 3.7.1 RG 1.122 son considerados.

En el diseño sísmico de las estructuras civiles (*seismic system analysis*), las estructuras clase I de la CNAAA2 está en un suelo estratificado, compuesto por capas sucesivas de arcilla y arena residual, tierra y roca. Las estructuras están construidas sobre pilotes coronados por una losa espesa de hormigón, que apoyan las estructuras. El comportamiento dinámico es complejo y el análisis sísmico para considerar la interacción suelo y estructura, fue realizado a través del empleo de una metodología conservadora, ejecutada en 3 etapas:

- Interacción cinemática, donde se calculan los movimientos del suelo, de los pilotes y de la losa de coronamiento de los pilotes, considerada rígida y sin masa;
- Cálculo de la impedancia de la fundación, donde son obtenidos los valores de la rigidez y de amortiguación del conjunto suelo, pilotes y losa de coronamiento; e
- La interacción inercial, el análisis de las estructuras de clase sísmica I apoyados en muelles y los amortiguadores de choque calculados en 2ª etapa y son sometidos a los movimientos obtenidos en la etapa 1ª.

El procedimiento supone la superposición del los efecto y del comportamiento lineal de los materiales. La no-linealidad del suelo es introducida a través de la consideración en las características de la interacción cinemática de las propiedades del suelo compatibles con el nivel de la deformación impuesto para el sismo. Inicialmente, se realiza una análisis de campo libre (*free-field analyses*) de un campo de ondas que se propagan verticalmente, donde, interactivamente, se obtiene los niveles de la deformación del terreno y las características del suelo se corregirán con el nuevo nivel de la deformación.

En este caso, han considerado una variación paramétrica en las características y todo el análisis se hace para el valor medio de estima ( $G_{ave}$ ), un valor mínimo ( $G_{min}$ ) y un valor máximo ( $G_{max}$ ) del módulo del cizallamiento de cada uno de las capas del suelo.

Conservadoramente, en este análisis de los valores de amortiguación del suelo son limitados: El comportamiento dinámico de las fundaciones sobre estacas en la dirección vertical y de la "oscilación" es dominado por las estacas, por lo tanto el valor del coeficiente de amortiguación del 7% (SSE) se utiliza en el análisis; Para las direcciones horizontales y torsión el amortiguación es dominado por el suelo, siendo adoptado el límite del 10% en el valor de los coeficientes de amortiguación. También de forma conservadora, el aumento de amortiguación debido al "embedment" de la fundación no se considera.

En el dimensionamiento de estructuras sísmica, el movimiento sísmico considerado como 0,1 g en el afloramiento de la roca es amplificado por la fundación, alcanzando valores de hasta 0,25 g en el nivel de losas de coronamiento de las estacas de la fundación.

En análisis inercial las estructuras están representadas por modelos tridimensionales de las vigas y las masas discretas ("*lumped mass beam model*") y sometidos a movimientos horizontales y verticales simultáneamente. Las excitaciones sísmicas son estadísticamente independientes y son realizadas análisis modal en el dominio de tiempo para la obtención de los movimientos secundarios (desplazamiento y aceleración) y los esfuerzos internos. Todos los modos hasta 33Hz son considerados y

los amortecimientos modales se calculan proporcionalmente a las energías de la deformación de los elementos estructurales, considerando la impedancia de la fundación constante para todos los modos de vibración.

Para el dimensionamiento de los sistemas y componentes, los espectros de respuesta de piso se generan a partir de las respuestas en aceleraciones obtenidas en las posiciones más desfavorables de cada uno de los pisos de las estructuras de clase I. Las recomendaciones de la NRC RG 1.122 son utilizados para la elección del intervalo de frecuencias y para los criterios de ampliación y aplanamiento de los espectros.

En el proyecto sísmico de los sistemas y de los componentes (*seismic subsystem analyses*), la solución del problema dinámico necesario para el apresto se alcanza, de acuerdo con las características de los subsistemas conectados con las estructura clase sísmica I, por los diversos métodos:

- El análisis modal, de que es el tipo de solución usado en el dimensionamiento sísmico de la mayoría de los subsistemas de la clase sísmica I. Puede ser por superposición modal espectral teniendo en cuenta los criterios requeridos por la NRC RG.1.92 o por la integración de las respuestas temporales de cada modo de vibración.
- Integración directa, donde la ecuación del movimiento es integrada numéricamente "paso a paso", produciendo una solución rigurosa que le permite incluir efectos de no-linealidades geométrico o de materiales;
- Método de respuesta compleja, donde el sistema de ecuaciones diferenciales en el dominio del tiempo es transformado matemáticamente en un sistema de ecuaciones algebraicas en el dominio de la frecuencia. La solución es obtenida para un conjunto de frecuencias de interés en términos de funciones de transferencia. Las transformadas de Fourier se utilizan para pasar el problema del dominio del tiempo para el de la frecuencia y volver al dominio del tiempo. Este tipo de solución se aplica a problemas lineales donde el amortiguamiento no es proporcional y a los casos en que la impedancia es dependiente de la frecuencia.
- Las pruebas y ensayos, que son utilizados en la cualificación de los equipos y componentes para demostrar sus capacidades para cumplir las funciones de seguridad sin la necesidad de una evaluación analítica.

El proyecto de las líneas de tuberías clase I con el diámetro nominal DN50mm sigue guías basadas en criterios empíricos. Todas las demás líneas clase I se analizan específicamente para incluir los efectos de la inercia y los movimientos de los soporte (apoyo) inducida por el terremoto.

Las tuberías y estructuras de clase I enterradas están sujetas a movimientos inducidos por el paso de las ondas sísmicas. La comprobación se realiza por separado para las deformaciones axiales y para las deformaciones transversales de las respuestas de la interacción sísmica, teniendo en cuenta una compatibilidad de deformaciones entre el suelo y las estructuras.

El análisis sísmico de las estructuras de el circuito de refrigeración del reactor (RCS) es realizado mediante un análisis en el dominio del tiempo, considerando un modelo tridimensional detallado, lo que representa el RCS, sus apoyos junto al modelo de la estructura interna del edificio del reactor (UJA).

Las estructuras de los internos del reactor, CRDM, etc. son analizados teniendo en cuenta los efectos no lineales introducido por espacio existentes, choques y efectos

hidráulicos. Para el análisis del núcleo se consideran modelos separados para las excitaciones horizontales y verticales.

Angra 2 dispone de un sistema de vigilancia de los fenómenos sísmicos que cumple con las recomendaciones de la norma alemana 'KTA' 2201.5, permitiendo el alarma en la sala de control caso el sistema se ha activado o ha habido un terremoto DBE y permite el registro histórico de las aceleraciones que ocurren en los sensores.

El sistema consta de un procesamiento central y 4 acelerómetros triaxiales, con monitoreo en línea y capacidad interpretativa. En la base del edificio del reactor (UJB) están posicionados 2 acelerómetros diametralmente opuestas. Una tercera se ubica dentro de la contención, cerca de la máquina de recarga de combustible ("*refueling machine*"). Otro acelerómetro encuéntrase fuera de la región de influencia de los edificios, monitoreando el movimiento de "campo libre".

Cuando está activado, el sistema registra los últimos 30 segundos y proporciona información acerca de la aceleración causada por el evento en todos los sensores, y puede evaluar si los espectros de respuesta que se espera para el terremoto DBE fueron superados. Cualquiera de los sensores se activa el sistema cuando expuesto a los movimientos con una aceleración superior a 0,01 g.

Las recomendaciones de la KTA 2201.6 se reflejan en el manual de la operación de la planta para la toma de decisión después de la ocurrencia de un acontecimiento sísmico.

#### 4.1.1.1.3.3 Márgenes de Seguridad

Los programas de vigilancia e inspecciones periódicas de equipos de seguridad son la garantía de que los componentes y sistemas permanecen en condiciones de cumplir con sus funciones de seguridad. En relación al alcance del programa de gerencia del envejecimiento de la CNAAA2, la Eletronuclear está proveyendo el aumento del alcance de este programa, con la inclusión de la vigilancia de las estructuras civiles.

La limitación del valor de amortiguación en el suelo y los efectos del "embedment" de las fundaciones no son considerados, así como los modelos con impedancia de la fundación constante son supuestos conservadores adoptados en el cálculo sísmico.

El estudio de la evaluación de las márgenes sísmicas, de acuerdo con la metodología del EPRI, está incluida en el alcance del plan de respuestas al accidente de Fukushima, con la conclusión prevista para 30/06/13.

En plantas similares, como por ejemplo en Trillo - España, se ha demostrado un margen con un alto grado de confianza de una baja probabilidad de falla (HCLPF) para un nivel de aceleración de 0,2 g (para un proyecto de 0,12 g), actualmente definidos por las limitaciones de los equipos eléctricos. En este estudio desarrollado en la central de Trillo, fue demostrado que las piscinas de combustible pueden resistir ciertamente hasta 0,24 g. Los equipos relacionados con la integridad y el aislamiento de la contención, los equipos asociados a la pérdida de energía (SBO) y equipos de la piscina de combustible gastado pueden soportar aceleraciones superiores 0,3 g, el valor propuesto para la comprobación de la margen sismológica.

Las debilidades encontradas fueron los relés eléctricos que accionan equipos de seguridad, en las tuberías clase IIA dentro de la contención, sistemas de ventilación de la sala del equipaje de baterías y de la sala de control, bomba del sistema *Bleed & Feed*, recombinadores pasivos y sistema alternativo de resfriamiento de la piscina.

Por lo tanto, como ya se ha demostrado para las plantas similares, tenemos la expectativa de ser capaz de demostrar para Angra 2 una capacidad para soportar un nivel de aceleración de 1,5 a 2 veces el valor considerado en el proyecto. Para el sitio de Angra, los niveles de aceleración de 0,15 g y 0,20 g están asociados con las probabilidades de  $1,2 \times 10^{-5}$  a  $5 \times 10^{-6}$  respectivamente. En el estudio de la margen sísmica podrán ser propuestas modificación, intervenciones y mejoras a fin de eliminar los puntos débiles y permitir que sea alcanzada la capacidad necesaria.

#### **4.1.1.1.4 Recursos Adicionáis para aumentar la robustez de la central en relación la protección contra el terremoto**

El Titular ha propuesto como una mejora la reevaluación y una actualización de la base de datos geológico y sismológico, a través de la participación de expertos contratados para esta finalidad:

- Reevaluación y actualización de la base de datos geológico, incluyendo estudios de las fallas más recientes (neo tectónicas) y de sus potenciales sismo génico (fallas capaces, de acuerdo con el concepto actualizado de la USNRC), con previsión de fecha para 30.12.2014;
- Reevaluación y actualización de la amenaza sísmica, incluyendo la base de datos sismológica, el catalogo de eventos sísmico, la atenuación sísmica y espectro de diseño, con previsión de fecha para 30.12.2014.

#### **4.1.1.2 Evaluación y conclusiones de la CNEN**

Las plantas nucleares en Brasil están diseñadas para soportar terremotos de acuerdo con la análisis sísmica específica del sitio, Angra 1 y 2. Para el caso de Angra 3, en construcción, el Titular llevó a cabo un análisis probabilista de la peligrosidad sísmica basada en procedimientos compatibles con los criterios y la metodología presentada en la guía de la USNRC, NUREG/CR 6372 – *Recommendation for Probabilistic Seismic Hazard Analysis*.

La CNEN constató que este estudio probabilístico corrobora con el valor adoptado como base del SSE, que corresponde a una aceleración máxima igual de 0,1 g en la roca. La cuantificación de este nivel de sismicidad, la luz de las curvas de amenaza obtenidas en este estudio, corresponde a una probabilidad de exceder menor que  $10^{-4}$ , que es aceptable por la CNEN.

La CNEN confirma que el informe presentado por el Titular se ajusta a los requisitos de la evaluación de Resistencia propuesta por el Foro iberoamericano. Sin embargo, debido el poco tiempo disponible para realizar la evaluación cuantitativa de los márgenes de seguridad no siempre son factibles.

La CNEN ha requerido que el Titular realice una actualización, mapeo del callamiento de la región y una revisión del espectro de respuesta, de acuerdo con el estado del arte.

Además la CNEN también ha considerado aceptable la propuesta del Titular, presentada en el apartado 4.1.1.1.4, recursos adicionáis para aumentar la robustez de

la central en relación la protección contra el terremoto. Sin embargo, esta actividad está en curso y en este caso el proceso de evaluación e aceptación también encuéntrase en curso.

## **4.1.2 Inundaciones**

### **4.1.2.1 Actividades realizadas por el Titular**

#### **4.1.2.1.1 Hidrológica e Oceanografía**

##### **4.1.2.1.1.1 Fundamentación de las Bases de diseño para Inundación**

Las bacías hidrográficas costeras comprendidas en la región del emplazamiento son constituidas por sistemas hidrográficos divididos en pasos escarpados y remoldados de la Serra del Mar, presentando dimensiones bastantes reducidas.

En el sitio de la CNAAA son identificadas vaguadas que funcionan como drenajes perennes o intermitentes, no tienes ríos o arroyos naturales, y también no tienes presas arriba del sitio.

Así, las bacías de la región cerca del sitio de la CNAAA son capturadas y desaguada en el océano a través de canales de drenaje de aguas pluviales. El sistema de drenaje pluvial en la área de la CNAAA consiste básicamente del canal 5, ubicado en la dirección sudeste de la área de Itaorna, del canal 2 – con dos pasajes 1 y 2, ubicado entre Itaorna e Itaorninha, de la pasaje 3 del canal 2, que hace la drenaje de las bacías que desaguan en el área del Saco Fundo y Ponta Grande (vea la figura 4.1.2\_1).

Con el objetivo de determinar las juvias de diseño, para el proyecto de los sistemas de drenaje para el área de la CNAAA, los siguientes estudios fueron realizados:

- Los estudios hidrológicos elaborados por la Compañía Internacional de Ingeniería (CIE) para Furnas Centrales Eléctricas S. A. (antecesora de la Eletronuclear), “Planta Nuclear de Angra dos Reis” – Camping Village Praia Brava – Los estudios hidrológicos para el dimensionamiento del “Sistema de Drenaje”, donde fueron preparados los estudios de correlación entre las precipitaciones de Itaorna para el periodo 1972 -1973 y Ubatuba (estado de San Pablo), con datos desde 1948 hasta 1973 – abril (1974);
- Estudios de correlaciones teniendo en cuenta los datos de las precipitaciones presentadas en el informe de la Compañía Internacional de Ingeniería (CIE) para Furnas Centrales Eléctricas S. A. (antecesora de la Eletronuclear), con fecha de abril de 1974, los datos de precipitaciones de la ciudad de Ubatuba (ubicada en el estado de San Pablo) presentados en el libro “Las intensas lluvias en Brasil”, de Otto Pfafstetter, editado por el Departamento Nacional de Obras y Saneamiento – DNOS, y los estudios estadísticos con los datos de precipitaciones máximas observadas entre 1974 y 1982 en la estación meteorológica de Itaorna – CNAAA-Noviembre de 1983.

En 2003 se realizó una reevaluación de las fuertes lluvias a considerar en los proyectos a ser ejecutados y en las verificaciones de los sistemas y estructuras ya construidas, con base en datos obtenidos de los registros de las precipitaciones en la estación meteorológica de Itaorna entre los años de 1972 y 2002. Basados en estos registros se han obtenido, una serie de precipitaciones máximas anuales en Itaorna para las duraciones de 5, 15 y 30 minutos, y 1, 2, 4, 8, 14 y 24 horas. En esta serie se ajustaron distribuciones de Gumbel y exponencial de dos parámetros, la primera distribución fue a mejor opción para la mayoría de las series. Entonces, se define la ecuación de las fuertes lluvias a través de la asociación de de los parámetros intensidad, duración y recurrencia, con la ayuda de la metodología de serie anuales, para obtener:

$$I = 942,76 TR^{0,1242}/(t+17)^{0,650}$$

Donde:

I – Intensidad de lluvia en mm/h;

TR – Tiempo de recurrencia en años;

T - Duración de las lluvias en minutos.

Los siguientes parámetros fueron considerados:

Parámetros de lluvia	Drenaje del tejado	Drenaje de los patios de las Unidades	Canal de Drenaje (Canal 2)
Tiempo de Duración (minutos)	5	10	15
Tempo de Recurrencia (años)	100	1000	1.000 10.000
Intensidad (mm/h)	223,99	260,98	233,70 (1.000 años) 311,07 (10.000 años)

Tabla 4.1.2\_1 – Parámetros para el diseño de las estructuras de drenaje pluvial

(Fuente: Estudios Hidrológicos para la Región de la CNAANA, en Itaorna, Angra dos Reis – Ecuación de las Lluvias Intensas en Itaorna – Estudios Hidrológicos para el Período 1974-2002 – BP/6431/030014 – ECOLOGUS / PSAR de Angra 3 – R3)

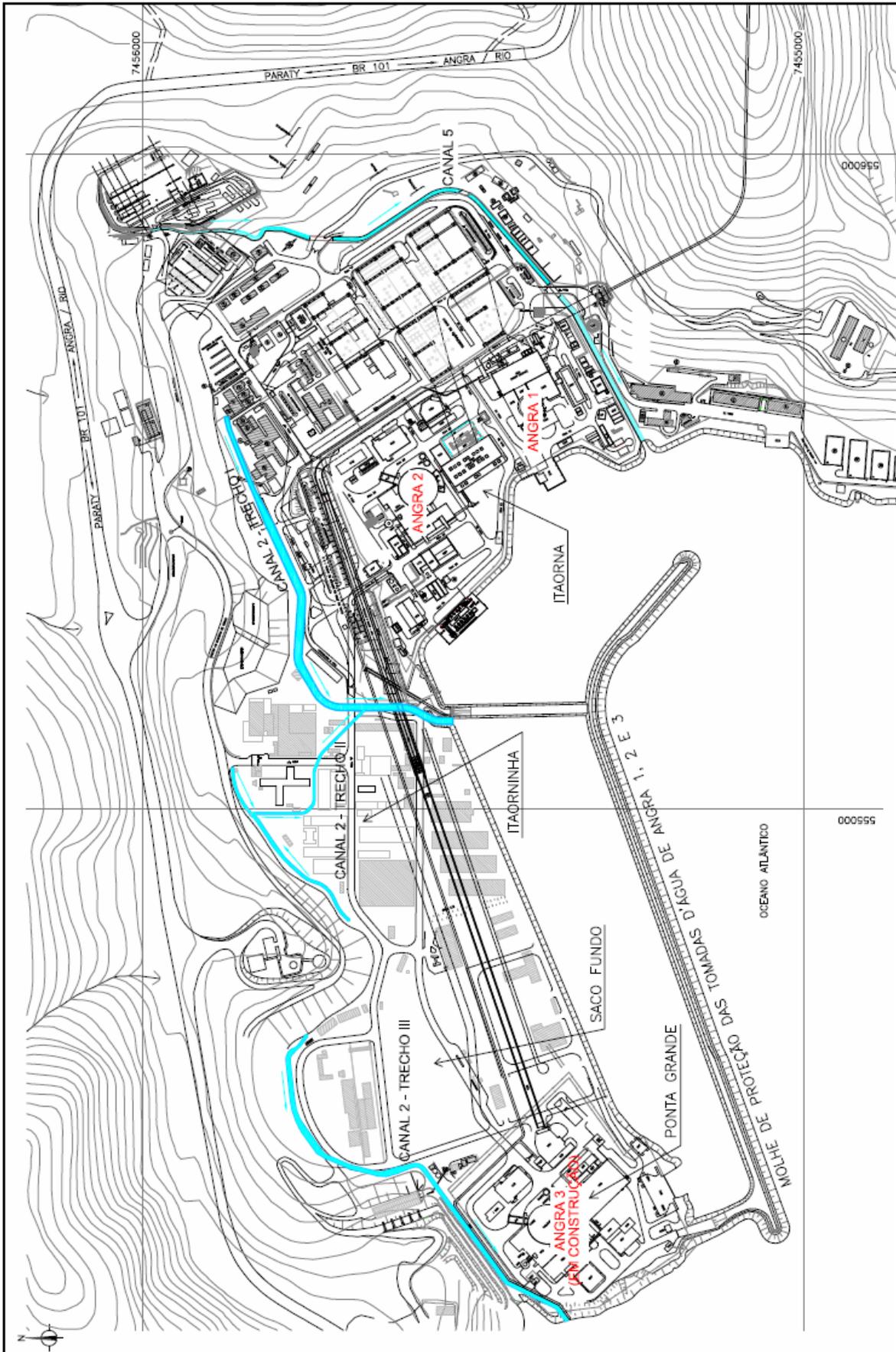


Figura 3 – Configuração dos canais de drenagem pluvial da área da CNAEA.

Figura 4.1.2\_1 Configuração de los Canales de Drenaje en la Área de la CNAEA

Los patios de las Unidades 1 y 2 de la CNAAA están ubicados entre las elevaciones 5,00 y 5,15 m CNG. Los accesos de las estructuras y edificios con requisitos de seguridad están protegidos contra inundaciones a través de barreras fijas o muebles posicionada en la elevación 5,60 m CNG, de acuerdo con el detalle presentado en los apartados 4.1.2.1.2 e 4.1.2.1.2 de este Informe.

En las áreas ubicadas entre la CNAAA2 y la futura unidad 3 (Itaorninha e Saco Fundo) están posicionados en la elevación debajo de la cuota 5,00 m CNG. Debido a las necesidades de la distribución de la unidad con el fin de crear un gradiente hidráulico que permite la descarga del sistema de refrigeración de la unidad 3 para "Piraquara de Fora" por gravedad, el patio de esta unidad se posiciona 6,15 m de elevación CNG.

Bajados en estos estudios hidrológicos realizados con registros de lluvias fuertes ocurridas en el periodo desde 1974 hasta 2002, las redes de drenaje de agua pluviales de los patios de las unidades 1 e 2 fueron verificadas hidráulicamente para lluvias con tiempo de concentración y duración de 10 minutos e, tiempo de recurrencia de 1.000 años, en este caso no fue identificado cualquier inundación en estos patios.

Los canales de drenaje de agua pluviales ubicados en el área de la CNAAA tienen las siguientes configuraciones (vea la Figura 4.1.2\_1):

- En canal 5, que se encuentra a la zona sudeste de Itaorna, ha sido diseñado hidráulicamente y construido en el pasado a la lluvia con un tiempo de concentración y duración de 15 minutos, y el tiempo de recurrencia de 1.000 años. Posteriormente, este canal fue verificado para lluvia con un tiempo de recurrencia de 10.000 años, sin inundaciones que pueden poner en peligro la seguridad de las instalaciones de las unidades;
- El canal 2, ubicado entre Itaorna e Itaorninha y en la zona del "Saco Fundo" y "Ponta Grande", ha sido diseñado hidráulicamente a la lluvia con un tiempo de concentración y duración de 15 minutos, y el tiempo de recurrencia de 10.000 años.

Las redes y canales de drenaje de agua pluviales de la CNAAA fueron verificadas para los niveles de marea iguales o mayor del nivel máximo de 1,97 m de CNG.

#### **4.1.2.1.1.2 Protección de La CNAAA contra los movimientos del Mar**

En febrero de 1971, antes de implementar el complejo nuclear, un mareógrafo fue instalado cerca del sitio de la futura CNAAA para verificar los niveles de las mareas astronómicas y meteorológicas en la zona de implantación de las unidades. Con base en las observaciones de los niveles de mareas realizadas, fue posible establecer las constantes armónicas de la marea y por lo tanto, los niveles de la marea astronómica (tabla de mareas locales). La adición de las mediciones de viento de las mediciones efectuadas de los niveles de las mareas, permitió evaluar también las mareas meteorológicas locales. Los siguientes valores fueron establecidos:

- Nivel de agua máximo maximorum → + 1,73 m CNG;
- Nivel de agua mínimo minimorum → - 0,87 m CNG.

En 1982, nuevas mediciones fueron realizadas por la empresa Encal S. A. y una nueva previsión establecida:

- Nivel máximo de agua → + 1,18 m CNG;
- Nivel mínimo de agua → - 1,20 m CNG.

En 2007, fue ejecutada una nueva evaluación de los niveles de marea, “Análisis de las variaciones de largo plazo de los parámetros meteorológicos y oceanográficos en la región de Piraquara, bahía de la Isla Grande”, Informe Final. Este Informe fue realizado por la Empresa COPPETEC que pertenece a la Universidad Federal del Rio de Janeiro (UFRJ). Las informaciones presentadas en este informe fueron obtenidas a partir del mareógrafo instalado en la Marina de Piraquara de Fora, con el objeto de monitorizar continuamente la variaciones en el nivel del mar con el tiempo.

En este caso, los valores extremos de los niveles de agua del mar recomendado por la COPPETEC son los siguientes:

- Nivel máximo de agua → + 1,197 m CNG;
- Nivel mínimo de agua → - 1,47 m CNG.

La Figura 4.1.2\_2, adelante presenta la probabilidad acumulada de los niveles de agua del mar (mareas astronómicas y meteorológicas), definida por la COPPETEC, a través del método de Pugh y Vassie modificado.

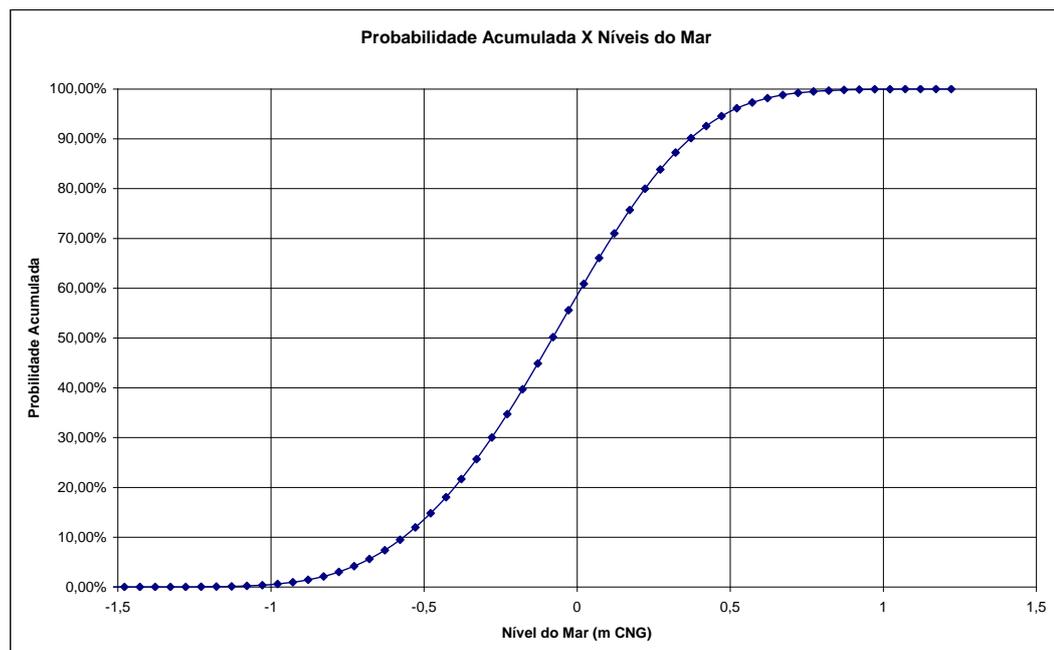


Figura 4.1.2\_2 – Probabilidad acumulada x Niveles del Mar

(Fuente: Análisis de la variaciones de largo plazo de los parámetros meteorológicos e oceanográficos en Piraquara, bahía de Ilha Grande, RJ – Informe Final: Conclusiones – Fundação COPPETEC – 2007)

Los registros de ondas fueron coleccionados durante los periodos desde abril de 1976 hasta abril 1978 y desde agosto 1978 hasta abril de 1980, a través de un ondógrafo instalado cerca de la CNAAA en las coordenadas N = 7.454.200 y E = 554.800.

Basado en estos registros, fueron realizadas análisis estadística de las alturas y de los periodos de ondas, así como análisis espectrales de las más altas ondas. Participaran

de estos estudios el “*Danish Hydraulic Institute (DHI)*” y el *Instituto Nacional de Pesquisas Hidroviárias (INPH)*. Los siguientes parámetros de proyecto fueron obtenidos:

Tiempo de recurrencia (años)	Altura significativa de la Onda en el Ondógrafo Hs (m)
2,5	3,10
10	3,50
25	3,80
50	4,00
100	4,15

Donde Hs es la media de la tercera parte de las ondas con la mayor altura registrada en el tiempo considerado. Las líneas costeras de las unidades 1 y 2 de la CNAAA y de las áreas ubicadas en Itorna, Itaorninha, Saco Fundo y una parte de Ponta Grande están protegidas por el Muelle de protección de las tomas de agua de Angra 1, 2 y 3 contra la acción del mar, son presentada en la figura 4.1.2\_3.

El muelle de protección de la tomas de agua de Angra 1, 2 y 3 es un rompeolas, construido en la década de 80, tiene casi 1.100 m de extensión, y es compuesto por un núcleo ejecutado con diversos materiales con un máximo de 1,5 tf de peso y cáscaras construidas en capas de piedras naturales dispuestas en talud, con pesos diverso que van de 3,5 hasta 12 tf.

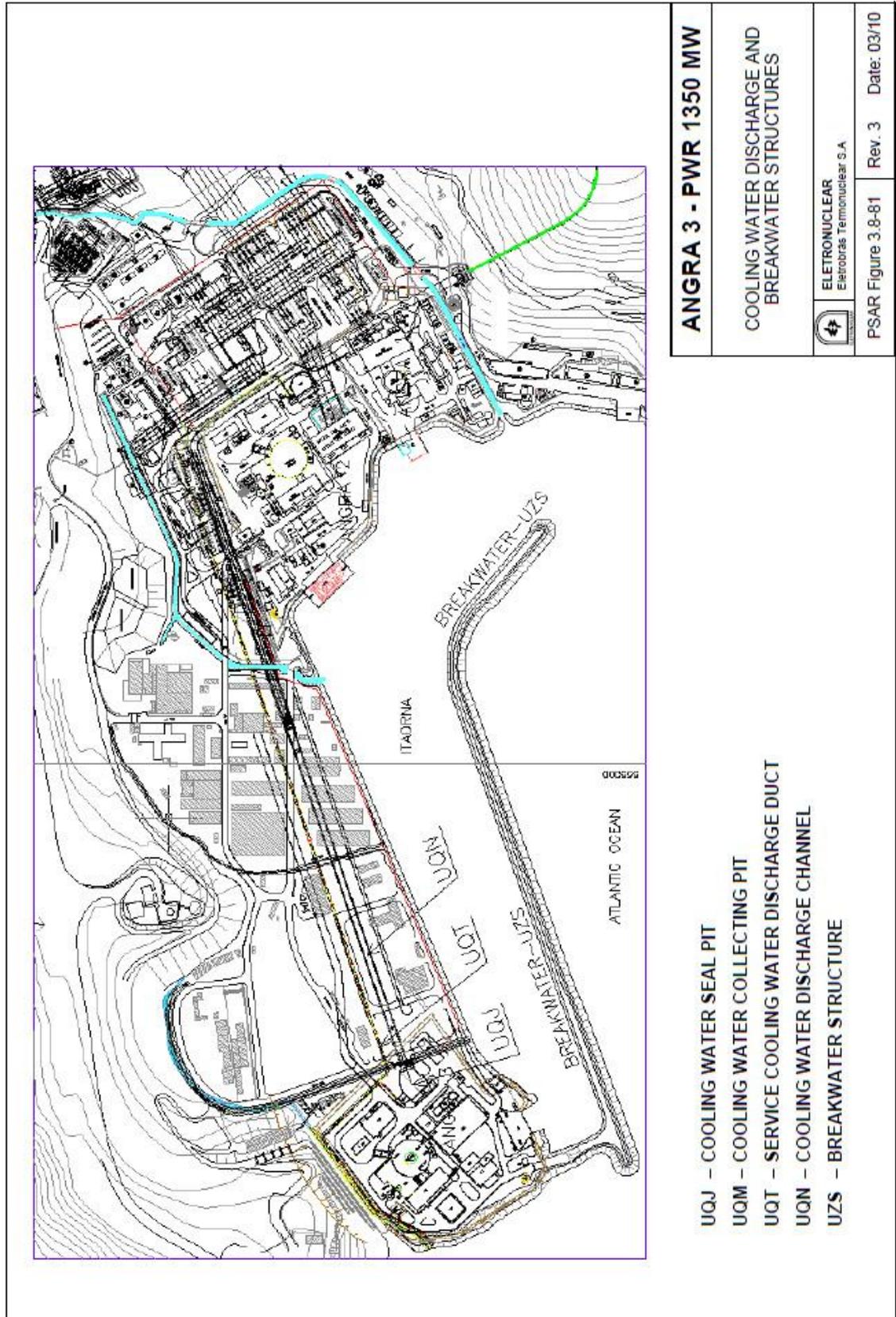


Figura 4.1.2\_3 - Muelle de Protección de las tomas de agua de Angra 1, 2 e 3 – UZS (Fuente: Informe de Preliminar de la Análisis de Seguridad de la CAAA3 – Marzo/2010)

Los pesos de las piedras que constituyen la cáscara del muelle fueron calculados para soportar las alturas de olas significativas con tiempo de recurrencia de 25 y 50 años, Las cuotas de limitación del muelle van de 7,3 m CNG, en la loma este, hasta 8,5 m CNG, en la mayor extensión del muelle. Estas elevaciones se han definido para las alturas de olas significativas con el tiempo de recurrencia de 50 años, refractadas del punto de medición de las olas hasta el rompeolas, y e nivel de la marea en máximo de 1,5 m CNG. Cabe señalar que el nivel de la marea fue considerado para este cálculo fue mayor que el nivel máximo de marea definido por la COPPETEC de 1,197 m CNG, a partir de estudios realizados en el año 2002, teniendo en cuenta los efectos de las mareas meteorológicas.

La base de diseño del muelle no consideró la ocurrencia de tsunamis. Esta decisión fue basada en un estudio de riesgo de tsunami, realizado en 2005 -2006, tras la ocurrencia del tsunami de Sumatra, por el experto Dr. Berrocal, sismólogo del IAG/USP, lo que indica que es una amenaza muy remota en el sitio representado por un evento de esta naturaleza, los aspectos mencionados en la continuación, se tratan en este informe:

- La costa sudeste de Brasil se encuentra en la placa tectónica sudamericana, que se aleja de la placa tectónica africana, sin las condiciones necesarias para generar un tsunami de origen tectónico en los bordes de estas placas en las regiones que se encuentran en frente de la CNAAA, bordes de placas tectónicas que podrían generar tsunamis están muy distantes, como el caso de la Zona de Fractura Azores-Gibraltar, donde el terremoto ocurrido en 1755, provocó un tsunami que golpeó Lisboa en Portugal y el noroeste del continente Africano, la costa este de los EE.UU. y nordeste de la América del Sur, donde las olas del tsunami alcanzaran 1 m de altura;
- Un tsunami que puede ser causado por una caída de un de los boques una de las paredes del volcán “Cumbre Vieja”, situado en la isla “La Palma” en el archipiélago de las islas Canarias en el noroeste del continente Africano, podría llegar a la costa sudeste de Brasil, en el peor de los caso, con olas pequeñas de menos de 2 m de altura;
- Otro aspecto que podría tener en cuenta es el tsunami causado deslizamientos de grandes cantidades de sedimentos acumulados en la plataforma continental, como los casos ocurridos en Grand Bank en el Canadá (1774 y 1929), y en el Uruguay (1884), que indujeron los terremotos de magnitud  $\geq 7,0$ , en las regiones con plataformas continentales con más de 300 km de extensión. Sin embargo, la plataforma enfrente del sudeste de Brasil es menos extensa, de manera que provocarían un el máximo un sismo de magnitud ligeramente superior a 5,0, que no conducen a los tsunamis significativos. En único acontecimiento que se tiene registro, lo que podría haber sido tal vez un pequeño tsunami, habría alcanzado en 1542 el pueblo de “São Vicente” y destruyó la iglesia construida en la orilla del mar.

#### 4.1.2.1.2 CNAAA1

##### 4.1.2.1.2.1.1 Bases de diseño

Las bases de diseño para la protección contra inundación de las dos plantas que componen la CNAAA están presentadas en el apartado 4.1.2.1.1.1 estableciendo la cuota +5,60m CNG como la cuota máxima de inundación que se considerará para los edificios de la seguridad.

##### 4.1.2.1.2.1.2 Aplicación de las Bases de Diseño

El patio de la CNAAA1 está situado entre las elevaciones 5.15 y 5.00 m CNG y los accesos a los edificios y estructuras con requisito de seguridad se protege contra inundaciones hasta la elevación 5.60 m CNG, a través de las barreras (compuertas), como presenta en la tabla abajo:

Edificio / Estructura	Sigla	Elevación de los accesos y medidas adicionales
Edificio del Reactor	ERE	sin conexión directa con la área externa
Edificio de Seguridad	ESE	sin conexión directa con la área externa
Edificio Auxiliar Norte	EAN	2 puertas de acceso al exterior con barreras removibles
Edificio Auxiliar Sur	EAS	3 puertas de acceso al exterior con barreras fijas 1 porta de acceso al exterior con barrera removibles (*)
Edificio del Diesel	EDE	componentes en la elevación 5,60 m CNG
Edificio del Combustible	ECB	2 puertas de acceso al exterior con barreras removibles
Edificio de la tomada de agua	ETD	1 puerta en la elevación 3,00m CNG con barrera a 5,20m CNG (**)

(\*) La puerta con la barrera desprendible era utilizada como ruta de escape y la barrera no fue posicionada. Después de la inspección, realizada en marzo de 2011, fuera identificada la fragilidad para inundación del EAS y programada la alteración de la ruta del escape para la reinstalación de la barrera.

(\*\*) Los equipos del sistema de agua de servicio están alojados en las salas en la elevación +3m, detrás de una puerta que permanece cerrada durante todo el tiempo en que la planta se encuentra en operación. Las salas poseen el drenaje directo para el mar a través de la rejilla del piso con área superior al 0.8 m<sup>2</sup> que previene la subida del nivel en el interior, considerando que el compartimiento solamente sea alcanzado por el flujo reducido en función del obstáculo constituido de la puerta.

Los tanques de almacenaje de aceite del diesel están fuera del edificio, parcialmente o totalmente enterrados, y sus bombas, suspiros y entroroscas del acceso son protegidos por las barreras fijas arriba de los 5,60m CNG.

##### 4.1.2.1.2.1.3 Márgenes de Seguridad

Teniendo como objetivo verificar el margen de seguridad del proyecto y para identificar la necesidad para ejecutar las adecuaciones de los proyectos de las estructuras de la protección de las plantas del CNAAA contra inundación, la Eletronuclear ha incluido en el plan de respuesta al accidente de Fukushima la iniciativa siguiente, ya en el desarrollo:

- Revisión de los estudios de inundación del sitio de la CNAAA, por la COPPETEC, a través de los modelos matemáticos que consideran escenas severas más allá de la base del diseño, tal como la ocurrencia de lluvia intensa concomitante con tiempo de recurrencia de 10.000 años, del inoperancia de las redes del drenaje pluvial de los patios de las unidades, de las obstrucciones de los canales del drenaje hechos por derrumbamientos y del funcionamiento continuo de las bombas del sistema del agua de la refrigeración y de la consecuencia de la extravasación de las aguas para el patio de las plantas, con objetivo para evaluar de las cuotas de inundación en cada sector de la CNAAA y para definir las obras y las medidas eventuales para la protección de las plantas contra inundación.

Además, la actualización de los estudios hidrológicos será llevada a cabo, para la verificación de las lluvias base de diseño a partir de los registros de lluvias intensos ocurridos de 1974 hasta la actual fecha.

En función de los resultados de estas nuevas evaluaciones, la posibilidad de la introducción de nuevas protecciones será analizada, implicando modificaciones en barreras, la substitución de las puertas existentes por las puertas con característica del estanqueidad y la instalación de nuevas barreras, teniendo como objetivo la protección de los equipos esenciales para el desligamiento seguro para las cuotas de inundación más elevadas, extendiendo, de tal manera, los márgenes de seguridad en el diseño de la protección de la planta contra inundación. Esta iniciativa también será insertada en el plan de respuesta al accidente de Fukushima.

#### 4.1.2.1.3 CNAAA2

##### 4.1.2.1.3.1 Bases del Diseño

Las bases del diseño para la protección de las plantas contra inundaciones que hoy componen la central fueron presentados en el apartado 4.1.2.1.1.1, que han establecido la dimensión +5,60m GNC como la cuota máxima de la inundación, que fue utilizada en el diseño de los edificios de la seguridad.

##### 4.1.2.1.3.2 Aplicación de las Bases de Diseño

El patio de la CNAAA2 está situado entre las elevaciones 5,00 y 5,16 m CNG y los accesos a los edificios y estructuras con el requisito de seguridad están protegidos contra inundaciones hasta por lo menos a la elevación de 5.60 m CNG, como presentado en la tabla abajo:

Edificio / Estructura	Sigla	Elevación de los accesos y medidas adicionales
Edificio del Controle	UBA	+ 5,60 m CNG
Edificio de los Generadores de Emergencia y Agua Helada	UBP	+ 5,60 m CNG
Edificio del Reactor - Annulus	UJB	+ 7,15 m CNG
Edificio de Alimentación de Emergencia	ULB	+ 8,15 m CNG
Estructura de Tomada de Agua de Refrigeración de Servicio e Emergencia	UQB	+ 1,30 m CNG y puertas estancas para 10m

A pesar de los transformadores BMT10-40 están instalados en el exterior del edificio UBA, nivel + 5,15 m, los mismos están montados sobre ruedas y la base del levantamiento del tanque del transformador está situado a unos 50 cm por encima del nivel +5,15 m y, como el tanque es sellado, puede suponerse que no hay restricciones para el funcionamiento del transformador hasta una cuota un poco más alto que el nivel + 5,60 m sujetas a inundaciones. En este caso, la inundación no compromete elementos eléctricamente activo, permaneciendo los transformadores operables en cualquier circunstancia.

#### 4.1.2.1.3.3 Márgenes de Seguridad

Del punto de vista del suministro de energía eléctrica de emergencia para garantizar el desligamiento segura de la planta, puede considerar que el edificio de la alimentación de emergencia ULB, que abriga el sistema de suministro de energía eléctrica de emergencia 2, SEEE 2 o el D2, tiene márgenes de seguridad bastante para resistir las inundaciones externas hasta el nivel +8.15 m conforme presentado en la tabla del apartado 4.1.2.1.3.2. El nivel de inundación externo para la CNAAA2, en vista a la base de diseño es la cuota + 5.60 m. Los tubos de escape y las tomas de aire del GD del SEEE 2 se colocan en un nivel bien arriba, al alrededor de + 11.00 m, en la parte externa de este mismo edificio ULB.

Conforme lo mencionado ya en el artículo 3.3.5, solamente dos redundancias del SEEE 2 son bastantes para mantener la CNAAA2 en una condición segura, requisito esto que previsto en la base de diseño.

Del punto de vista del resfriamiento del reactor vía los generadores de vapor, apartado 3.3.3.2, en relación al sistema del agua de alimentación de emergencia, situada en el edificio ULB, los márgenes de seguridad es igual a los aplicados al SEEE 2, puesto que las bombas están conectadas mecánicamente con los generadores. Esta premisa también aplicase a los armarios electrónicos y a las estaciones del control usados en el funcionamiento de los componentes responsables por el resfriamiento seguro de la unidad.

Cuánto al resfriamiento del reactor y de la piscina de elementos combustibles, apartado 3.3.3.1 y 3.3.4, donde la cadena de extracción del calor residual de emergencia compuesta por los sistemas JN/FAK, KAA y PIE, los márgenes para cada sistema está presentada abajo:

- Sistema de Extracción del Calor Residual y de Refrigeración de la Piscina de Elementos Combustibles (JN/FAK) y Sistema de Refrigeración de Componentes de Seguridad (KAA)

Las bombas y los intercambiadores de calor están ubicados en el edificio UJB y tienen margen de seguridad contra inundación externa hasta el nivel + 7,15, ver tabla del apartado 4.1.2.1.3.2.

- Sistema de Agua de Refrigeración de Servicio de Seguridad (PE)

Las bombas PEC 50/52 y PEC 80/82 bombean agua del mar para los intercambiadores de calor del sistema KAA. Estas bombas están ubicadas en los edificios UQB 1/ UQB 2 y son aislada por puertas ubicadas en el nivel + 1,3 m, las cuales se mantén estanques para nivel de inundación de até 10 m.

#### 4.1.2.1.4 Recursos Adicionais para aumentar la robustez de la central en relación la protección contra Inundaciones

Con el objetivo de comprobar el margen de seguridad del diseño e identificar la necesidad de realizar adecuaciones de los diseños de las estructuras de protección de las plantas de la CNAAA contra las inundaciones, la Eletronuclear incluye en el Plan de respuesta al accidente de Fukushima la siguiente iniciativa, ya en el desarrollo:

- Revisión de los estudios de inundación de la CNAAA, por la COPPETEC, a través de los modelos matemáticos que consideran escenas severas más allá de la base del diseño actual, tal como la ocurrencia concomitante de la lluvia intensa con tiempo de recurrencia de 10.000 años, del inoperancia de las redes del drenaje pluvial de los patios de las unidades, de las obstrucciones de los canales del drenaje causados por derrumbamientos y del funcionamiento continuo de las bombas del sistema del agua de la refrigeración y de la consecuencia de la extravasación de las aguas para el patio de las plantas, con objetivo de evaluar las cuotas de inundación en cada sector de la CNAAA y para definir eventuales obras y las medidas para la protección de las plantas contra inundación.

Además, será realizada una actualización de los estudios hidrológicos, para efectuar la verificación de las lluvias del proyecto a partir de los registros de lluvias intensas ocurridos de 1974 hasta la fecha actual.

El Titular propone diversas acciones con el objetivo de verificar los márgenes de seguridad del diseño e identificar las debilidades de los proyectos de las estructuras de protección de la línea costera de la CNAAA, así la Eletronuclear (el Titular) esta desarrollando las siguientes iniciativas:

- Implementación de sistemas de adquisición, procesamiento y seguimiento de los datos oceanográficos y meteorológicos, incluidos datos sobre las corrientes, mareas, olas, vientos, temperatura del agua, etc., con el fin de adecuar los proyectos de protección de la costa que rodea la CNAAA y de las condiciones de toma y descarga de agua de refrigeración y disipación térmica;
- Comprobar los valores de altura máxima de olas incidentes en la CNAAA, teniendo en cuenta la altura de las olas registradas fuera de la bahía de la "Ilha Grande", e en condiciones meteorológicas severas (ciclón tropical Catarina) e identificar la necesidad de realizar ajuste en el diseño del muelle de protección de la tomas de agua;

Reevaluación de la estabilidad del dique de protección de tomas de agua de Angra 1, 2 y 3.

#### 4.1.2.2 Evaluación y conclusiones de la CNEN

Las plantas nucleares en Brasil están diseñadas para soportar inundaciones de acuerdo con la análisis específica del sitio, Angra 1 y 2. Para el caso de Angra 3, en construcción, el Titular empezó una reevaluación de de los estudios anteriores basado en la actualización de la normativa alemana KTA 2207 – Floyd Protección Ford Nuclear Cogener Planas (2004). En este caso fue considerado como criterio de diseño

para el proyecto del sistema de drenaje pluvial, una lluvia con tiempo de recurrencia de 10.000 años. Así, la adopción de este criterio fue considerado adecuado por la CNEN.

La CNEN confirma que el informe presentado por el Titular se ajusta a los requisitos de la evaluación de Resistencia propuesta por el Foro iberoamericano. Sin embargo, debido el poco tiempo disponible para realizar la evaluación cuantitativa de los márgenes de seguridad no siempre son factibles.

La CNEN ha requerido que el Titular realice una reevaluación de las márgenes de seguridad de las CNAAA1 y CNAAA2 basada en los resultados que serán obtenidos después de la finalización de aplicación de la KTA actualizada.

Además la CNEN también ha considerado aceptable la propuesta del Titular, presentada en el apartado 4.1.2.1.4, recursos adicionales para aumentar la robustez de la central en relación la protección contra la inundación. Sin embargo, esta actividad está en curso y en este caso el proceso de evaluación e aceptación también encuéntrase en curso.

### **4.1.3 Otros Eventos Externos**

#### **4.1.3.1 Actividades realizadas por el operador**

##### **4.1.3.1.1 Climatología e Meteorología del Sitio**

El sitio de implantación de la Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto (CNAAA) tiene un microclima típico de región costera tropical, influenciado por los factores como la latitud y longitud, proximidad del mar, la topografía, vegetación, y sobre todo, por las acciones de la circulación atmosférica de larga y mesoescala, como los frentes fríos y las brisas del mar terrestres, respectivamente.

Los factores antes mencionados son los responsables por las características del clima, que en este retazo de del litoral del estado del Rio de Janeiro es modificado, pasando a presentar características de alta humedad y aumento de las precipitaciones. La fuerte lluvia que se produce es una función de la escarpa pendiente y costera produciendo lluvias orográficas. Prácticamente no hay una característica de la estación seca de invierno del resto de la región costera del Río de Janeiro. Así, en los alrededores de la Bahía de la Isla Grande, hay un clima del tipo Af de Köppen, es lo mismo que decir, que el clima es cálido y húmedo sin estación seca. En la ladera y encima de las montañas, se reduce la alta humedad y el clima se vuelve mesotermal (los tipos Cfa y Cfb).

El área del emplazamiento es caracterizada por el contraste del relevo, las escarpas de la Sierra del Mar sumergen en el océano creando una costa cortada con muchas ensenadas, islas y costa rocosas cristalinas, que impenden la formación de planicies extensa. Las tierras altas de la región estarían en una camada atmosférica arriba de la camada de la mezcla existente por sobre las tierras baja costera. Las colinas elevadas penetran algunas camadas del aire, donde los vientos del sistema de la circulación general poseen diversas direcciones.

La capa de la inversión termal suspendida sobre el mar y la costa se encuentra al nivel de las mesetas más elevadas. La capa de la inversión suspendida suprime los movimientos convectivos, impidiendo la ascensión de los contaminantes y de la humedad del mar para las capas más elevadas levantadas de la atmósfera. La capa de aire estable, suspendida sobre la capa de la mezcla costera, y recostase en las montañas. En las mesetas, otra capa de la mezcla si la forma, así como una nueva estratificación de las capas de aire.

La escarpa de la sierra es una región de discontinuidad de la estratificación de la atmósfera. Tal estructura forma un lugar de turbulencia e inestabilidad termal, el aire caliente y húmedo generado por la insolación diaria, en bajadas, no excede los límites verticales de la capa de la mezcla, cubierta por la capa de inversión termal.

El movimiento de las brisas del mar, que intenta empujar este aire caliente y húmedo para el interior del continente más caliente, es barrado por las escarpas. En el verano, los montajes sufren un rápido calentamiento diurno y en pocas horas, en ellas, se desarrollan las células convectivas que inhalan el aire de los valles. La humedad ascendente puede alcanzar niveles de la condensación y formar las nubes, empezando a la formación de las grandes células termales que, frecuentemente acaban en precipitaciones y tempestades tronadas.

En el pasaje de los frentes fríos, la vertiente del barlovento de la montaña recibe mayor taja de precipitación debido al efecto de la elevación de masas de aire húmedas. Debido a esto, y por la formación de las células conectivas locales, que la distribución espacial de las precipitaciones presenta grandes contrastes. En la vertiente dirigida a la bahía de la Isla Grande pueden ser obtenidos índices de más de 3.000 mm/año de lluvia, mientras que en la vertiente opuesta, el índice puede presentar un valor bastante inferior.

La ELETRONUCLEAR tiene en su sitio cuatro torres meteorológicas instaladas en puntos estratégicos el entorno de las unidades 1, 2 y 3 de la CNAAA. La principal, llamado de Torre A, presenta tres niveles distintos de medida de los parámetros meteorológicos, que son 100 m, 60 m y 10 M. En cada uno de estos niveles existe un sensor del viento (dirección y velocidad), de la temperatura del aire y de la humedad relativa del aire. Cerca de la Torre A, existe un sensor de precipitación pluviométrica. En las otras torres (llamadas de Torres B, C y D),

hacen solamente las mediciones de las direcciones y las velocidades de los vientos, en el nivel de 15m. Las bases de las torres meteorológicas están en las altitudes siguientes: Torre A – a los 40m, torre B - a los 12 metros, torre C – a los 166m y torre D – a los 290m.

La distribución de las torres meteorológicas existentes en el área de la CNAAA está presentada en la figura 2.2-1 a seguir.



Figura 2.2-1 – Localización de las Torres Meteorológicas de la CNAAA  
(Fuente: Informe Técnico PSE.CENT.ETN.180.00 – RELT.002.01, 2008)

#### 4.1.3.1.2 Geotecnia (Deslizamientos de taludes (laderas))

En la región de la CNAAA y al largo de la Serra do Mar, las laderas son muy escarpada y el cumbre rocoso es recubierto por suelos residuales y coluviales. Estas características, unidas a la alta precipitación disparan los procesos de deslizamientos del suelo y la caída de bloques rocosos típicos de la zona.

El principal agente causal de los deslizamientos de masas, en las regiones tropicales, es la lluvia. En este caso, los efectos deben ser controlados, principalmente a través de la implementación de sistemas adecuados de drenaje superficial.

Fueron ejecutados aproximadamente 3.800 m de canales de drenaje en los arroyos ubicados arriba y abajo de la carretera BR-101, que redujo significativamente la infiltración de agua en el suelo y al aumento de la estabilidad de taludes.

La Eletronuclear (el Titular) lleva cabo todos los meses una inspección de todas las alcantarillas y canales de drenaje en la cuenca de Itaorna, con el fin asegurar la efectividad del sistema de drenaje. Los mantenimientos e las medidas correctivas se han tomado de las notas registradas en el Protocolo de Inspección de los sistemas de drenaje de las laderas (los taludes) adyacentes a la CNAAA.

El principal estudio de la estabilidad de taludes de Itaorna (lado noroeste) se inició en 1978 cuando hubo un gran movimiento de la masa de suelo ( $900.000 \text{ m}^3$ ), causada por la excavación de  $26.000 \text{ m}^3$  en el pie del talud para la instalación de un canal de drenaje.

Para asegurar la integridad del sitio de Itaorna, la Eletronuclear contrató en 1991 la COPPETEC/UFRJ para diagnosticar la situación de los taludes (o laderas) de Itaorna e identificar las áreas críticas, susceptibles al deslizamiento de tierra.

Se realizó un mapeo geotécnico de detalle (escala 1: 1000) que define los taludes que deben ser estabilizados y controlados (monitorizados). Una extensa campaña de investigaciones geotécnicas en las zonas consideradas críticas, con realización de sondeo de reconocimiento y pruebas de laboratorio. También se realizaron análisis de estabilidad de los taludes a partir de los métodos de cálculo tradicionales.

#### El Talud noroeste

El talud noroeste se compone de un área de 480 m de extensión y 130 m de largo, con una elevación que va desde 5,00 m hasta aproximadamente 160,00m. Esta área se compone de suelo del macizo rocoso granítico gneis subyacente (suelo residual y colusión).

Un amplio estudio de estabilidad fue realizado en 1979 por el LGA y D'Appolonia Consultores. Este estudio incluyó el análisis de la estabilidad estática y dinámica del talud soportado por un programa de investigación.

Los resultados de los análisis de estabilidad llevaron a la construcción de una berma de equilibrio al pie del talud. La berma fue construida con una elevación de 25,00 m y 55,00 m de extensión, y se han utilizados  $205.000 \text{ m}^3$  de enrocamiento. Además de un sistema de drenaje superficial, fueron instalados drenaje subhorizontal profunda agua arriba de la carretera Br-101.

En 1979 fueron instalados 7 inclinómetros y 10 piezómetros en el talud, y fue iniciada una monitorización de largo plazo de la conducta del talud. Hasta la fecha presente, la monitorización de la velocidad de movimiento del talud ha reducido significativamente. De acuerdo con la clasificación de Varnes, la velocidad actual de 1,5 cm/año, muy lenta (fluencia), es admisible, que no suponga riesgo. Este comportamiento demuestra la eficacia de las medidas de ingeniería realizadas.

La figura 4.1.3.1.2\_1 muestra los detalles del Talud Noroeste.

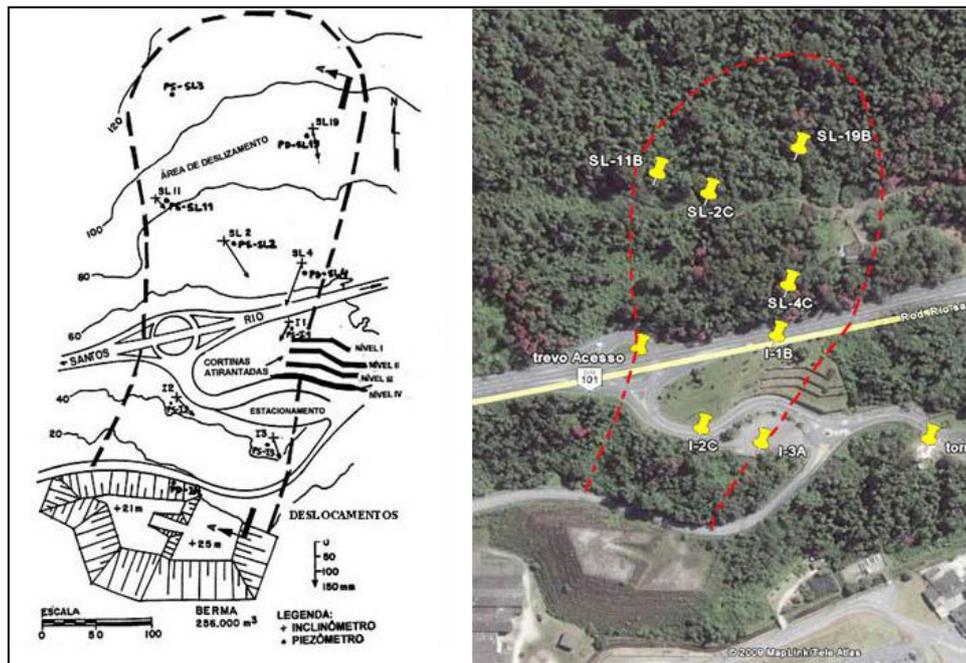
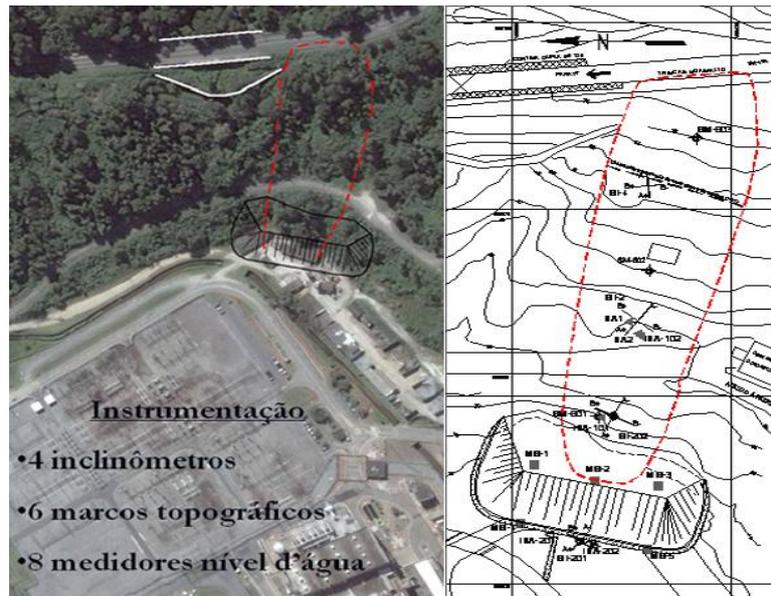


Figura 4.1.3.1.2\_1 – Talud Noroeste

### El talud de la central de hormigón

El sistema de monitorización mostró que el movimiento del talud de la central de hormigón era extremadamente lento, pero no mostró una tendencia hacia la estabilización. En junio de 2010 fue realizado la estabilización del talud con la ejecución de una berma al pie del talud, con aproximadamente de 10 m de altura y el volumen del orden de 13.000 m<sup>3</sup>, y el aumento de la instrumentación de control del movimiento, (figura 4.1.3.1.2\_2).

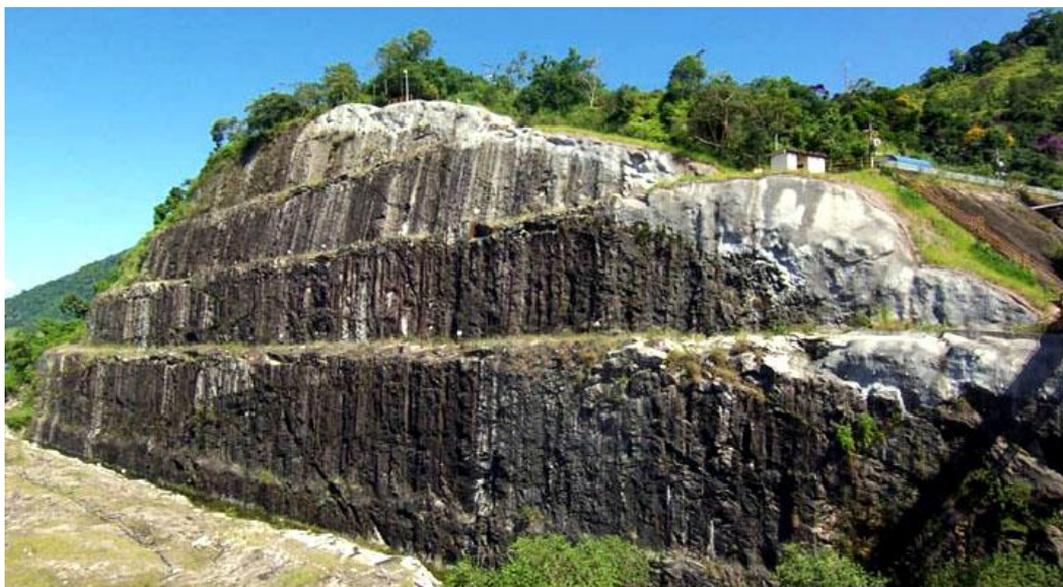


**Figura 4.1.3.1.2\_2** – Talud de la Central de Hormigón. (Leyenda – Instrumentación: 4 inclinómetros, 6 puntos de referencia topográficos y 8 medidores de nivel de agua).

### El Talud Rocoso de la Ponta Grande

La unidad 3 de la CNAAA está siendo construido en el talud rocoso que resulta de la cantera de Ponta Grande, que consiste básicamente de gneis. Los análisis de estabilidad del talud fueron realizados para las condiciones estáticas y pseudo-estáticas, concluyendo que el talud tiene factores de seguridad adecuados para ambas condiciones de solicitud.

Se realizó un detallado mapeo geológico, lo que ha indicado la necesidad de llevar a cabo medidas adicionales de ingeniería para asegurar la integridad de la pared rocosa. Las medidas de ingeniería implementadas en el talud rocoso de Ponta Grande fueron: la instalación de telas metálicas aseguradas con barras de acero, ejecución de hormigón proyectado sobre malla de alambre fijado con pernos de anclaje, instalación de malla de alambre de doble torsión galvanizada y revestido, y remoción o fijación de los bloques sueltos, (figura 4.1.3.1.2\_3).



**Figura 4.1.3.1.2\_3** – Talud Rocoso de Ponta Grande

## Monitorización de los Taludes

En la actualidad hay siete taludes monitorizados en el área de la CNAAA (Figura 9). El monitoreo se realiza a través de inclinómetros, piezómetros, células de carga, pines de desplazamiento y los marcadores de superficie instaladas en estos taludes. La lectura de los instrumentos se lleva a cabo mensualmente y los resultados se presentan en los informes emitidos anualmente para la autoridad reguladora ambiental (IBAMA), y la última edición fue publicada en marzo de 2012.



Figura 4.1.3.1.2\_4 – Monitoramento de las laderas de Itaorna

La conclusión de los informes es que en la no existe ningún riesgo de derrocamiento o deslizamientos de tierra alcanzar las unidades 1, 2 y 3 de la CNAAA.

La supervisión adoptada indica que el movimiento de los taludes tiene valores permisibles, con una velocidad muy baja (1,5 cm por año). Esta velocidad se define como extremadamente lenta y en proceso de arrastramiento. Por lo tanto, la movimentación actual de los taludes no presenta riesgo para el sitio de Itaorna.

A pesar de este movimiento extremadamente lento de los taludes, el mismo es permanente monitoreado a través del análisis continuo de las lecturas.

Basado en los datos de el monitoreo de los taludes, la Eletronuclear (el Titular) ha realizado varios estudios y ha realizado también las siguientes obras de refuerzo:

- Estabilización del corte en el km 520,1 de la carretera BR-101, con la suavización del talud y la ejecución de una estructura de gabión y suelo grapado, respectivamente en la parte inferior y superior del talud;
- Refuerzos de los muros anclados cerca de la subestación de 138 kV y en los km 520 y 520,2 de la carretera BR-101, y del talud sudeste;
- Estabilización del talud junto la central de hormigón, con una berma de enrocamiento y la instalación de la instrumentación adicional de control de movimiento del talud.

### 4.1.3.1.3 Vientos, tornados y huracanes

#### 4.1.3.1.3.1 Vientos Extremos

El viento máximo considerado en el diseño de las unidades 1 y 2 de la CNAAA se tuvieron en cuenta en los registros ( $v = 34,4$  m/s), si se extrapolan a un período de retorno de 100 años. La velocidad de base adoptada en el proyecto fue de 45 m/s, incluyendo un factor de ráfaga de 1,3. Así, para esta velocidad básica fueron aplicados los coeficientes de las normas norteamericana (ASME), alemana (DIN 1055 y 1056) y brasileña (NBR 6123), según corresponda, para obtener las presiones que actúan en todas las estructuras civiles y otros equipos expuestos a la acción de los vientos.

Recientemente, basados en los datos de las torres meteorológicas del sitio de la CNAAA, fue reevaluado el valor de la velocidad básica del viento máximo que se adoptarán en el diseño de la Unidad 3. En este caso, considerando la torre B, y la medición de ráfagas de 3 segundos, se estima, conservadoramente una velocidad de 41 m/s para un período de retorno de 100 años. Por lo tanto, el valor adoptado de 45 m/s como velocidad base de diseño de Angra 1 y 2, es un valor conservador.

#### 4.1.3.1.3.2 Tornados

La ocurrencia de este tipo de evento en la región de interés, sudeste y sur de Brasil, é menos común del que es observado en la Argentina, que es un país vecino, en términos cuantitativo en Brasil la ocurrencia es 25% menor que la observada en la Argentina. Cuando las plantas (unidades) de Angra 1 y 2 fueron proyectadas no existían datos suficientes para definir una base de diseño para este tipo de evento. Sin embargo, en las últimas décadas, varios tornados fueron reportados en el país, incluyendo el estado de São Paulo, donde ocurrieron tres tornados de intensidad EF 3 en la escala de Fujita. En el estado de Rio de Janeiro, sólo ocurrieron eventos de menor importancia.

Teniendo en cuenta el diseño de la unidad 3, se recogieron y analizaron nuevos datos, en un estudio de la amenaza de tornados. En este estudio se consideró una probabilidad de  $10^{-7}$ /año, requerido por la guía norteamericana de la NRC. RG 1.76, “*Design Basis Tornado and Tornado Missiles for Nuclear Power Plants*” (2007), y el análisis de amenaza ha indicado una velocidad máxima de tornado de 209 km/h para el sitio de la CNAAA. Sin embargo, teniendo en cuenta las ocurrencias máximas en la región, correspondientes a una categoría EF3 (Escala de Fujita mejorada, EF3: 218 y 266 km/h), la Eletronuclear ha adoptado, conservadoramente, el valor de 241 km/h como la velocidad de la base de diseño para tornados. Este nivel corresponde a un EF3 medio (media entre los límites de la categoría EF3) y es también similar al valor establecido para la Región III en los EE.UU., de acuerdo a lo indicado en dicha guía. Además de las presiones generadas por el viento del tornado, son adoptados también en el proyecto los mismos misiles generados por los tornados que son postulados para la región III de los EE.UU.

#### 4.1.3.1.3.3 - Huracanes

En el diseño de las unidades 1 y 2 no se consideró la ocurrencia de huracanes, porque la posibilidad de ocurrencia de estos fenómenos en la región es considerada muy remota. Mismo teniendo en cuenta la ocurrencia de un evento denominado “Catarina”, en 2004, frente la costa del estado de Santa Catarina, clasificado por el CPTEC&INMET como un huracán del tipo I en la escala Saffir-Simpson. Sin embargo, no hay otra evidencia de que este fenómeno comenzó a ser común en la costa

brasileña como resultado del cambio climático observado en las últimas décadas en el planeta.

#### **4.1.3.2.4 Recursos Adicionáis para aumentar la robustez de la central en relación la protección contra los otros eventos externos**

##### Estudios de Reevaluación e actualización de los eventos externos

A fin de garantizar la estabilidad de los taludes en las inmediaciones de la CNAAA, la Eletronuclear ha contratado en diciembre de 2011 la COPPETEC, para llevar a cabo una “Reevaluación de todos los taludes situados en el sitio de Itaorna”, que comprende las siguientes iniciativas de mejoras dentro del Plan de respuesta de Fukushima:

- Actualización del mapeo geológico – geotécnico;
- Reevaluación de la estabilidad de los taludes, teniendo en cuenta la ocurrencia de terremoto y lluvias de alta intensidad, la evaluación de las capacidades de monitoreo existentes, las medidas de contención de deslizamientos y el trabajo ya realizado (la interpretación de los resultados del monitoreo, y de los servicios de estabilización ya realizados), incluyendo un calendario de nuevas investigaciones geotécnicas y instrumentaciones complementaria;
- Análisis de la ruptura extrema del talud, comprobando la posibilidad de ser afectadas la estructura o sistema de seguridad de las Plantas (o unidades) por la masa de suelo, en el caso de ruptura total de los taludes.

Hasta la fecha de este informe, la Eletronuclear intentando la contratación de expertos para la definición del “Potencial y vulnerabilidad de los taludes y de los sistemas hídricos situados arriba (agua arriba) de la CNAAA, que abarca toda la ensenada de Itaorna, y que incluirá:

- Generación de modelos digitales de elevación del par estereoscópico de imágenes del satélite GeoEye y del levantamiento topográfico detallado (escala 1:2000) a través del sobrevuelo equipado con el LIDAR (“*Light Detection and Rangin*”);
- Delimitación de las cuencas hidrográficas y la definición de los límites de las subcuencas que se trabajará en un modelo matemático, en la escala 1:2.000;
- Generación de mapa de uso y cobertura del suelo a partir de imágenes de satélite en la escala 1:2.000;
- Generación de mapas temáticos de elevación, aspecto, pendientes, área de contribución y las formas del relieve (cóncavo, convexo y recto) – en el perfil y en el planta – a partir de l modelo digital de elevación en la escala 1:2.00;
- Análisis de las propiedades físico-hidráulicas y mecánicas de los suelos;
- Realización de simulaciones con diferentes modelos matemáticos para predecir las zonas susceptibles a deslizamientos de tierra (por ejemplo, SHALSTAB, TRIGRS) y la calibración y validación de modelos;
- Definición de las áreas susceptibles a deslizamientos en el área de estudio.

Así esta base de diseño, del tornado para la unidad 3, será utilizada para evaluar el impacto del tornado en las estructuras, sistemas y componentes de seguridad de las unidades 1 y 2. Este estudio se ha previsto en el Plan de respuesta de Fukushima, con finalización prevista para 30/06/13.

Así mismo, el Titular ha previsto un estudio en el Plan de respuestas de Fukushima con conclusión para 30.12.13, para evaluar la amenaza de huracanes en el sitio de la CNAAA.

#### **4.1.3.2 Evaluación y conclusiones de la CNEN**

La evaluación de la CNEN considera aceptable el contenido del informe del Titular (Eletronuclear) respecto a los otros eventos externos. La CNEN considera, desde el punto de vista de los eventos externos, la estabilidad de los taludes, así como la inundación (por lluvia o mar) los eventos más relevantes. Además la CNEN también ha considerado aceptable la propuesta del Titular, presentada en el apartado 4.1.3.2.4. Sin embargo, esta actividad está en curso y en este caso el proceso de evaluación e aceptación también encuéntrase en curso.

La CNEN confirma que el informe presentado por el Titular se ajusta a los requisitos de la evaluación de Resistencia propuesta por el Foro iberoamericano. Sin embargo, debido el poco tiempo disponible para realizar la evaluación cuantitativa de los márgenes de seguridad no siempre son factibles.

## 4.2 Pérdida de las funciones de seguridad

### 4.2.1 Pérdida del suministro eléctrico

#### 4.2.1.1 Actividades realizadas por el Titular

##### 4.2.1.1.1 CNAAA1

###### 4.2.1.1.1.1 Introducción

El análisis de los escenarios de la pérdida del suministro de energía eléctrica empieza con la evaluación de la pérdida del suministro de energía eléctrica externa, que todavía pertenece a las bases del proyecto.

###### 4.2.1.1.1.2 Pérdida del Suministro de energía eléctrica externa (“Loss of Off-site Power”)

La pérdida del suministro externo de energía eléctrica “*Loss of Off-site Power*” corresponde a la pérdida total del Sistema Interconectado Nacional (SIN), tipo catastrófico, apagón general o falla en escala grande.

En este tipo de evento ocurre un colapso de grandes proporciones del SIN que ése conduce a una situación del apagón con la pérdida de las redes de 138 kV y 500 kV, cuya restauración del sistema se hace a través de la coordinación del operador nacional del sistema eléctrico - ONS.

Aunque por las bases de diseño de la CNAAA1 el desligamiento seguro de la unidad en esta situación es garantizada considerando solamente la alimentación eléctrica por los Grupos de Generadores Diesel de Emergencia, la recuperación de las fuentes externas del suministro ofrece un adicional de confiabilidad para la operación de la planta en la condición de este accidente.

En este contexto está previsto por el ONS la priorización de la atención expresa a las plantas del CNAAA, simultáneamente a través de la restauración del tronco de 138 kV a partir de las plantas en el emplazamiento Fontes/Nilo Peçanha/Pereira Passos de la empresa LIGHT y del tronco 500 kV de la UHE Marimondo de FURNAS.

En principio los dos esquemas tienen como objetivo restablecer el suministro de energía al SE Angra de 138 kV, a partir de la una de las dos fuentes o de su combinación en paralelo, en el menor plazo posible, para alimentar el servicios auxiliar de las plantas de la CNAAA. Las acciones y las responsabilidades diversas para el restablecimiento del sistema se definen en procedimiento apropiado del operador nacional del sistema.

Así la restauración de la área del Rio y, por lo tanto, el suministro para las plantas de la CNAAA vía SE Angra de 138 kV, puede ocurrir primero o para el troco del 138 kV el complejo de las plantas de la Light o para el tronco 500 kV del UHE Marimondo. En según momento estos dos troncos son paralelados en la adentro SE Grajaú.

###### Planta en la operación normal

En el caso de la pérdida de las redes externas de 500kV y de 138kV, ocurre el trip del reactor y consiguiente ocurre también el trip del turbogenerador. Los generadores diesel GD3 y GD4 son accionados por subtensión en las barras de emergencia y comienzan a alimentar las cargas de los sistemas de la seguridad. La presión en los

generadores del vapor aumenta hasta la impulsión por el sistema de protección del reactor (1123 psig) de las válvulas de alivio PV-4517 y PV-4518, que descargan el vapor para la atmósfera. La alimentación de los GVs se hará por las bombas del agua de alimentaciones auxiliares AF-1A y AF-1B, alimentadas por sus respectivas barras de la seguridad, que alternadamente serán alimentadas para los generadores diesel.

El inventario disponible del agua es constituido por el volumen almacenado en el tanque de agua de alimentación auxiliar (160.000 galones). Este volumen es bastante para hacer el resfriamiento de la planta a través del secundario hasta la transferencia de esta función para el sistema de extracción del calor residual que también es alimentado eléctricamente por los generadores diesel.

La reserva del aceite diesel en cada tanque de los generadores diesel 3 y 4 es bastante por lo menos 170 horas.

Según ya descrito en el apartado 3.2.5, la CNAAA1 tiene disponible otros dos generadores diesel de emergencia, el generador diesel 1A y el generador diesel 2B, con 100% de la capacidad, con reserva de aceite diesel, de la misma forma, para funcionar por lo menos 155 horas.

#### Planta en recarga

En caso de que ocurra ese evento cuando la planta encuéntrase en operación de recarga del combustible, los generadores diesel son accionados de la misma forma y alimentará la cadena de resfriamiento de la piscina del combustible (descrita en el apartado 3.2.4.2). Esta operación se puede también extenderse por más de 170 horas.

#### **4.2.1.1.1.3 Pérdida del Suministro externo e interno (situaciones del “Station Blackout”)**

##### **4.2.1.1.1.3.1 Pérdida del Suministro externo e interno con el alineamiento del GD de la reserva 1A o 1B**

#### Planta en la operación normal

En el caso de la pérdida de las redes externas de 500kV y de 138kV, ocurre el *trip* (desligamiento automático) del reactor y consiguiente ocurre también el *trip* del turbogenerador. Los Generadores Diesel de Emergencia GD3 y GD4 son accionados por la subtensión en las barras de emergencia y comienzan a alimentar las cargas de los sistemas de la seguridad.

Si, simultáneamente a la pérdida de las redes externas, ocurrir la falla de los generadores diesel de emergencia GD3 y GD4, la presión en los generadores del vapor se elevará hasta el accionamiento, por el sistema de la protección del reactor (1123 psig), de las válvulas del alivio PV-4517 y PV-4518, que estarán inhabilitados para actuar automáticamente.

La presión continuará aumentado hasta el punto de la abertura de las válvulas de seguridad de los generadores de vapor de más bajo set-point MS-100 y MS110 (1177 psig), que comenzarán a descargar el vapor para la atmósfera.

El nivel de los generadores del vapor será mantenido, inicialmente, por la bomba Turbinada de Agua de Alimentación Auxiliar, AF-2, que entrará automáticamente en funcionamiento cuándo ocurrir nivel muy bajo en cualquier de los generadores del

vapor coincidentes con la baja tensión en ambas las barras de emergencia de la seguridad.

Después de constatar que ningunos de los dos generadores GD-3 y GD-4 diesel, normalmente alineado, tenga entrado en funcionamiento, 10 minutos son suficientes para el realineamiento de los generadores diesel de reserva. La entrada en el funcionamiento de un de los dos generadores diesel 1A o 1B, es suficiente para proveer a todos los consumidores necesarios para el desligamiento seguro de la unidad.

Con el disparo de una de las bombas motorizadas del sistema de agua alimentación auxiliar, la bomba AF2 se podrá salir del de servicio. El inventario disponible del agua es constituido por el volumen almacenado en el tanque de agua de alimentación auxiliar (160.000 galones). Este volumen es bastante para hacer la refrigeración de la planta a través del secundario hasta la transferencia de esta función para el sistema extracción del calor residual que también es alimentada eléctricamente por los generadores diesel.

La reserva de aceite diesel es suficiente para por lo menos 170 horas.

#### Planta en recarga

En el caso de la planta encontrarse en recarga, sin la red externa de la energía y con todos los generadores diesel indisponibles, en esto caso no es posibles mantener la refrigeración de la piscina del combustible gastado o del combustible situado dentro de la vasija del reactor.

Después del alineamiento de uno de los generadores Diesel de Emergencia de reserva, la situación de la refrigeración de la piscina usada del combustible será normalizada, antes de que ocurra una subida significativa de su temperatura o pérdida de inventario de su refrigerante.

#### **4.3.1.1.3.2 Pérdida del Suministro externo e interno sin el alineamiento del GD de la reserva 1A o 1B**

##### Planta en Operación Normal

En el caso de la pérdida de las redes externas de 500kV y de 138kV, ocurre el *trip* (desligamiento automático) del reactor y consiguiente ocurre también el *trip* del turbogenerador. Los Generadores Diesel de Emergencia GD3 y GD4 son accionados por la subtensión en las barras de emergencia y comienzan a alimentar las cargas de los sistemas de la seguridad.

Si, simultáneamente a la pérdida de las redes externas, ocurrir la falla de los generadores diesel de emergencia GD3 y GD4, la presión en los generadores del vapor se elevará hasta el accionamiento, por el sistema de la protección del reactor (1123 psig), de las válvulas del alivio PV-4517 y PV-4518, que estarán inhabilitados para actuar automáticamente.

La presión continuará aumentado hasta el punto de la abertura de las válvulas de seguridad de los generadores de vapor de más bajo set-point MS-100 y MS110 (1177 psig), que comenzarán a descargar el vapor para la atmósfera.

El nivel de los generadores del vapor será mantenido, inicialmente, por la bomba Turbinada de Agua de Alimentación Auxiliar, AF-2, que entrará automáticamente en funcionamiento cuándo ocurrir nivel muy bajo en cualquier de los generadores del

vapor coincidentes con la baja tensión en ambas las barras de emergencia de la seguridad.

La bomba AF2 tiene para su disposición todo el volumen del tanque de agua de alimentación auxiliar (160.000 galones) para dar continuidad al resfriamiento del circuito primario, en un proceso llamado “*Bleed & Feed*” del secundario.

La bomba AF-2 permanecerá disponible y en funcionamiento hasta el término de suministro de vapor por el GVs y de agua en el tanque de agua de alimentación auxiliar.

En una situación de la pérdida completa de energía, el sistema de aire de instrumentos estará está de servicio y la válvula HV-4531 del aislamiento del vapor para la bomba AF-2 fallará abierto, permitiendo a un flujo permanente del vapor para la turbina Terry del accionamiento de la bomba.

La válvula del control HV-1521 situada río abajo de la AF-2, también tendrá fallar en abierto en la ausencia del aire de instrumentos, siendo necesaria que sea mantenida una contrapresión en los generadores del vapor para prevenir un alto flujo de alimentación y el trip de la turbina Terry.

Las válvulas de accionamiento manual AF-166 o AF-164, normalmente se encuentran bloqueadas en abierto, podrían ser utilizadas para el control manual del nivel de los GVs.

Con el sistema de aire de instrumentos indisponibles, las válvulas de alivio del vapor principal PV-4517 y PV-4518 no se pueden funcionar remotamente, pero su abertura se hace posible de una forma controlada a través del uso del eje de accionamiento local.

El funcionamiento manual de estas válvulas permite el control de la extracción del calor del circuito secundario / primario y consiguiente control de la presión en los generadores del vapor, sin la abertura de las válvulas de seguridad del vapor principal. Es posible de tal manera el mantenimiento de la refrigeración del circuito primario por lo menos 20 horas, todavía este tiempo sigue sin comprobación.

En la ausencia de la bomba AF-2, la alimentación de los generadores del vapor es posible con agua del sistema del abastecimiento de agua del fuego, que fluirá por la gravedad. Para esto, es necesario que la presión en los generadores del vapor encuéntrase abajo del equivalente a la diferencia de la altura entre los GVs y el EPTA (100 metros). Así, para que se tenga un flujo efectivo de resfriamiento la diferencia mínima de la presión necesita ser determinada.

La conexión de la red de distribución de agua del fuego para alimentar los generadores del vapor deberá, en esto caso, ser realizada antes del vaciamiento de los generadores de vapor, la estimación del tiempo necesario para la realización de esta operación fue de cerca de 50 minutos, todavía hasta la fecha de este informe este tiempo no fue confirmado.

Sin la red externa de energía y con todos los generadores diesel emergencia indisponibles, no es posible el mantenimiento de la refrigeración de la piscina del combustible gastado (PCU). En esto caso, las acciones posibles son el reemplazo del nivel de la PCU, usando, por ejemplo, el sistema de agua de fuego, como procedimiento existente, o usar los equipos móviles.

Sin el reemplazo, iniciará el proceso de vaporización y la piscina alcanzará la condición de ebullición después de aproximadamente 18 horas. El descubrimiento de

los elementos combustibles almacenados en la piscina si daría aproximadamente 190 horas después de la pérdida de la refrigeración de la piscina.

### Planta en recarga

En el caso de que la planta encuéntrase en modo de recarga, sin la red externa de energía y con todos los generadores diesel de emergencia indisponibles, en este caso no es posible mantener la refrigeración de la piscina del combustible gastado.

Con la planta en recarga, la piscina, en la condición de carga termal más desfavorable, alcanzará la condición de ebullición después de cerca de 9 horas y iniciará el proceso de vaporización. Después de cerca de 63 horas de la pérdida del resfriamiento de la piscina, iniciará el descubrimiento de los elementos combustibles almacenados en la piscina.

La situación de la pérdida de nivel en la PCU se puede prevenir a través de medidas repuestos del nivel, usando, por ejemplo, el agua del sistema de fuego, como procedimiento existente, o usar el equipo móvil.

#### **4.2.1.1.1.4 Recursos Adicionáis para aumentar la robustez de la CNAAA1 en relación la pérdida del suministro eléctrico**

El plan de respuestas al accidente de Fukushima contempla las iniciativas para el aumento de la confiabilidad del suministro de energía eléctrica de emergencia para la CNAAA1, a saber:

- Viabilizar la interconexión manual de las barras de emergencia de la CNAAA1 de la CNAAA, para propiciar que todas las cargas de la seguridad de los dos trenes de la redundancia reciban la alimentación a partir de un único grupo de diesel dentro de los grupos diesel 3 o 4;
- Estudio de las alternativas para la extensión del tiempo de la autonomía de las baterías;
- Implantación de la interconexión manual de las barras de emergencia de las unidades 1 y 2 de la CNAAA;
- Estudio de las condiciones para el reabastecimiento de aceite para los generadores diesel para las unidades de la CNAAA para las condiciones de eventos externos;
- Estudio de fuente adicional de suministro de energía eléctrica de emergencia para las unidades 1 y 2.

El plan de respuesta al accidente de Fukushima para las plantas de la CNAAA, todavía considera la posibilidad del suministro de energía eléctrica adicional externa a través de la conexión de los generadores diesel móviles, según lo descrito en el apartado 3.3.1 de este informe.

### Recursos Adicionales para La Confrontación de la Condición de “Station Black-out”

Las iniciativas siguientes están en marcha y se incluyen en el alcance del plan de respuestas al accidente de Fukushima para proporcionar condiciones de extracción

del calor del reactor y la piscina de los elementos combustibles para largo termo, para los dos casos:

- Adquisición de un Grupo Generador móvil, en 4,16 kV para el accionamiento de los sistemas de la cadena de extracción de calor residual y de una Bomba de Cargamento del Sistema de Control Químico y Volumétrico, con capacidad estimada de 1.800.kVA;
- Adquisición de un Grupo Generador portátil, en 480V, para el recargamiento de las baterías, para el accionamiento de un compresor de pequeño porte y para el accionamiento de la Bomba de Desplazamiento Positivo del Sistema de Controle Químico y Volumétrico, con capacidad estimada de 250 kVA;

Este equipo permitiría, até a recuperación de la alimentación en 4,16kV pelo generador diesel móvil, la manutención de la fuente CC para la instrumentación esencial, para la operación de las Válvulas de Alivio del Presionador PCV-430 / PCV-431C y de las Válvulas de Alivio de Vapor Principal, bien como energía para el accionamiento de la Bomba de Desplazamiento Positivo, caso sea necesario inyectar agua borada o reemplazar el inventario del primario o efectuar el resfriamiento del Reactor a través de la operación de “bleed and feed”;

- adquisición de 2 bombas portátil accionadas por un motor diesel, dimensionadas para 27kg/s e 75 m de altura manométrica, para ejecutar la alimentación de los GVs a partir del Tanque de Agua de Alimentación Auxiliar, para el caso de indisponibilidad de la Bomba AF-2 accionada por vapor;
- adquisición de 2 bombas portátil accionadas por un motor diesel, dimensionadas para 20kg/s e 20 m de altura manométrica, para ejecutar el reemplazo de agua del Tanque de Agua de Alimentación Auxiliar;
- adquisición de una unidad de resfriamiento móvil, autónoma, para el resfriamiento y la recuperación de lo nivel de la Piscina de Combustible Gastado;
- equipar la carreta de transporte de óleo diesel con una bomba para posibilitar la transferencia de óleo entre los tanques de almacenamiento;
- adquisición de un compresor de pequeño porte para el suministro de aire para las Válvulas de Alivio do Presurizado y Válvulas de Alivio del Vapor Principal.

El Plano de Respuesta al Accidente de Fukushima prevé también iniciativas que visan a aumentar la disponibilidad de reserva de agua doce en la Central, para funciones de resfriamiento.

Adicionalmente está siendo considerada a siguiente iniciativa, a ser incluida en el Plano de Respuesta al accidente de Fukushima:

Adquisición de un dispositivo especial para el sello (Shutdown Seal) de las Bombas de Refrigeración del Reactor con a finalidad de tornar el sistema de sello actual estanque al escape de refrigerante del reactor, evitando de esta forma, la pérdida de inventario del circuito después de una pérdida completa de energía

#### 4.2.1.1.2 CNAAA2

##### 4.2.1.1.2.1 Introdução

La análisis de los escenarios de la pérdida del suministro de energía eléctrica parte de la evaluación de la pérdida de alimentación externa, que es incluso en la base de diseño.

##### 4.2.1.1.2.2 Pérdida de la Alimentación Externa (“*Loss of Off-site Power*”)

La pérdida del suministro externo de energía eléctrica “*Loss of Off-site Power*” corresponde a la pérdida total del Sistema Interconectado Nacional (SIN), tipo catastrófico, apagón general o falla en escala grande.

En este tipo de evento ocurre un colapso de grandes proporciones del SIN que ése conduce a una situación del apagón con la pérdida de las redes de 138 kV y 500 kV, cuya restauración del sistema se hace a través de la coordinación del operador nacional del sistema eléctrico - ONS.

Aunque por las bases de diseño de la CNAAA2 el desligamiento seguro de la unidad en esta situación es garantizada considerando solamente la alimentación eléctrica por los Grupos de Generadores Diesel de Emergencia, la recuperación de las fuentes externas del suministro ofrece un adicional de confiabilidad para la operación de la planta en la condición de este accidente.

En este contexto está previsto por el ONS la priorización de la atención expresa a las plantas del CNAAA, simultáneamente a través de la restauración del tronco de 138 kV a partir de las plantas en el emplazamiento Fontes/Nilo Peçanha/Pereira Passos de la empresa LIGHT y del tronco 500 kV de la UHE Marimbondo de FURNAS.

En principio los dos esquemas tienen como objetivo restablecer el suministro de energía al SE Angra de 138 kV, a partir de la una de las dos fuentes o de su combinación en paralelo, en el menor plazo posible, para alimentar el servicios auxiliar de las plantas de la CNAAA. Las acciones y las responsabilidades diversas para el restablecimiento del sistema se definen en procedimiento apropiado del operador nacional del sistema.

Así la restauración de la área del Rio y, por lo tanto, el suministro para las plantas de la CNAAA vía SE Angra de 138 kV, puede ocurrir primero o para el tronco del 138 kV el complejo de las plantas de la Light o para el tronco 500 kV del UHE Marimbondo. En según momento estos dos troncos son paralelados en la SE Grajaú.

##### Planta en Operación Normal

En el caso de la pérdida de las redes externas de 525kV y 138kV, ocurre el trip del reactor y del turbo generador por el señale de baja velocidad en pelo menos dos bombas de refrigeración del reactor. En consecuencia del trip del turbo generador, los generadores Diesel D1 y D2 son accionados por señales de subtensión y/o subfrecuencia en las respectivas barras de emergencia y pasan a alimentar las cargas de los sistemas de seguridad. La presión en los generadores de vapor aumenta até o accionamiento, por el sistema de la protección del reactor (86 bar), de las válvulas de alivió que descargan vapor para la atmosfera. La alimentación de los GVs pasa a ser hecha por las bombas de partida y parada LAJ, alimentadas por los generadores Diesel D1.

El inventario de agua disponible es constituido pela reserva del tanque de agua de alimentación (mínimo 300m<sup>3</sup>) y de los tanques de agua desmineralizada GHC (mínimo

540m<sup>3</sup>). Este volumen es suficiente para hacer el resfriamiento de la planta a través del secundario y transferir esta función para el sistema de remoción de calor residual – JN que también es alimentado eléctricamente por los generadores Diesel D1.

La reserva de óleo en cada tanque de los generadores Diesel D1 es suficiente para más de 72 h de operación, como descrito en el apartado 3.3.5.

#### Planta en Recarga

Caso lo evento ocurre cuando la planta estuviere en operación de recargamiento del combustible, los generadores Diesel partirían de la misma forma y van alimentar la Cadena de Resfriamiento de la Piscina de Combustible (descrita en el apartado 3.3.4). Esta operación puede también prolongarse por más que 72 h.

### **4.2.1.1.2.3 Pérdida de los Suministro de energía eléctrica Externa y Interna (Situaciones de “*Station Black-out*”)**

#### **4.2.1.1.2.3.1 Pérdida del Suministro de Energía Eléctrica Externa y de los Generadores Diesel de Emergencia D1**

##### Planta en Operación Normal

La ocurrencia simultanea de la pérdida de las redes externas con la falla del sistema de suministro de energía eléctrica de emergencia 1 - D1, el evento transcurrirá de forma similar, con elevación de la presión de los GVs hasta la abertura de las válvulas de alivio/seguridad. Con el sistema D1 indisponible no tiene más alimentación por las bombas de partida y parada, el nivel de los GVs reduce hasta 5 m. En este nivel del GV el sistema de protección del reactor acciona las bombas de agua de alimentación de emergencia - LAS, acopladas directamente a los motores Diesel del sistema de suministro de energía eléctrica de emergencia 2 - D2, que pasan a alimentar los GVs con la reserva de las 4 piscinas de agua desmineralizada con 360m<sup>3</sup> cada, situadas en lo edificio ULB. Esta reserva de agua permite mantener esta operación por 33 h (informe GSR.T BP/2/12004)

No teniendo condición de la vuelta a la operación, el operador debe reducir la presión de los GVs y transferir el resfriamiento del reactor para la cadena de extracción del calor residual de emergencia (presentada en el apartado 3.3.3), cuyas bombas son alimentadas por los generadores Diesel D2. La piscina de elementos combustibles es también refrigerada por esta misma bomba.

Este proceso precisa de la operación de dos redundancias en la fase inicial del resfriamiento por los GVs y de solamente una después de aproximadamente 1h. En la fase de extracción del calor por la cadena de extracción de calor residual de emergencia – bombas FAK 10/40, con alternancia entre la refrigeración de la piscina de EC y del reactor.

Cada redundancia dispone de un tanque de combustible para 24 h de operación en plena carga, siendo que el contenido de los tanques no utilizados puede ser reubicado para el consumo de la redundancia que permanece en operación, proporcionando una disponibilidad para más de 72 h.

##### Planta en Recarga

Caso la planta encuéntrase en recarga, los generadores Diesel D2 serán accionados como descrito arriba y harán el suministro de energía para las bombas FAK 10/40 de la cadena de extracción del calor residual de emergencia que propiciarán el

resfriamiento de la piscina. El inventario de combustible permitirá igualmente esta operación por más de 72 h.

#### 4.2.1.1.2.3.2 Pérdida del Suministro de Energía Externa y de los Generadores de Emergencia D1 y D2

##### Planta en Operación Normal

Tenemos dos situaciones ha considerar en este caso:

- Pérdida de todo suministro de AC – redes externas y redes de emergencia D1 y D2 con disponibilidad dos motores Diesel D2; y
- Pérdida de todo suministro de AC – redes externas y redes de emergencia D1 y D2 sin disponibilidad de los motores Diesel D2.

Esta distinción se justifica porque una avería eléctrica, mismo de este porte, no implica necesariamente en la imposibilidad de la partida (el arranque) de los motores que accionan las bombas de agua de alimentación de emergencia – LAS, por acoplamiento directo. Eses motores reciben señal de partida por lo sistema de protección del reactor y pueden también ser accionados manualmente en el local por actuación de la válvula de partida (partida por aire comprimido).

En esta situación el evento transcurrirá inicialmente como descrito en el apartado 4.2.1.1.2.3.1. Como no ha posibilidad de transferencia para la cadena de extracción del calor residual, la presión de los GVs debe ser reducida de inmediato y la refrigeración del reactor deberá ser mantenida por el secundario hasta la recuperación de por lo menos un generador Diesel de emergencia. Esta operación puede ser realizada por el intermedio de una bomba del LAS y del inventario proporcionado por las redundancias de 4 X 360m<sup>3</sup> de las piscinas ubicadas en edificio ULB.

El agotamiento de las baterías después de 150min no impide este proceso, debido las válvulas de seguridad de los GVs que se abren en la falta de energía.

El rehenchimiento de las piscinas del sistema LAR podrá ser hecho por los tanques de agua desmineralizada – GHC (540 m<sup>3</sup>), por gravedad o de la reserva de incendio situada en la cuota 100 m (5400 m<sup>3</sup>), también de forma pasiva, se esas reservas todavía estuvieren disponibles. No teniendo esa posibilidad, cesa la extracción del calor del reactor vía GV.

Ocurrirá una elevación de la presión y temperatura del circuito primario hasta el límite de la abertura de las válvulas de alivio y/o seguridad del presionador para el tanque de alivio. La pérdida del inventario del circuito primario levará al descubrimiento del núcleo en aproximadamente 2 h después de cesar la remoción del calor por los GVs (tiempo típico calculado para las usinas similares la Angra 2).

En la segunda hipótesis, considera también la indisponibilidad de los motores Diesel D2. La despresurización de los GVs debe ser iniciada de inmediato para posibilitar la operación de “*feed and bleed*” por el secundario con uso de la reserva de agua de incendio, inyectada directamente en los GVs por la gravedad. La refrigeración del reactor se dará inicialmente por la evaporación de el contenido de los GVs que serán agotados en aproximadamente 52 min (Relatório GSR.T BP/2/120004).

En las dos situaciones no ha posibilidad de la refrigeración de la piscina de elementos combustibles. La piscina atingirá la condición de ebullición después de cerca de 23 h y la retirada de calor ocurrirá por la vaporización para la contención. Después de

cerca de 155 horas desde la pérdida de la refrigeración de la piscina, iniciará el descubrimiento de los elementos combustibles.

Sin embargo, es posible el alivio de la presión de la contención por la abertura de los *dampers* del sistema de ventilación KLA, desde que sea asegurada la alimentación eléctrica por largo termo para las válvulas solenoides en la línea de aire comprimido que abren los respectivos *dampers*, a partir del recargamiento de las baterías.

#### **4.2.1.1.2.4 Recursos Adicionáis para aumentar la robustez de la CNAAA1 en relación la pérdida del suministro eléctrico**

Está en fase de implantación y que se llevará efecto para la Parada 2P10 a través de la modificación de diseño PMP0037.10, que proporcionará la operación de la Usina en isla (HLO) en los casos de subtensión en la alimentación externa.

Otra modificación de diseño también que se llevará efecto en la parada 2P10 es la implementación del PMP0041.07, que permitirá el suministro de los consumidores del sistema D2 por el sistema D1 de forma definitiva. Esta actividad hace parte del plan de respuesta al accidente de Fukushima.

Así, a partir de esta modificación, en una eventual pérdida del suministro externo y del generador (HLO), ocurrirá el arranque solamente de los generadores D1 y en la eventual falla de cualquier de los sus generadores el su correspondiente en el D2 es que empezará.

El Plan de Respuesta al accidente de Fukushima contempla también las siguientes iniciativas para propiciar al aumento de la confiabilidad del suministro de energía eléctrica de emergencia de la CNAAA2:

- Estudio de alternativas para la extensión del tiempo de autonomía de las baterías;
- Implantación de la interconexión manual de las barras de emergencia de Angra 1 y Angra 2;
- estudios de las condiciones para el reabastecimiento de óleo diesel para las unidades de la CNAAA en condiciones de los eventos externos;
- estudios de las fuentes adicionales de suministro de energía eléctrica de emergencia para Angra 1 e Angra 2.

En su Plan de respuesta al accidente de Fukushima el Titular ha expresado su interés de permitir el Suministro de Energía Eléctrica Adicional Externa a través de la conexión de los Generadores Diesel Movéis / y / o Transportables de acordó con que discutirá en el apartado en 4.3 de este informe.

#### Recursos Adicionáis para aumentar la robustez de la central en relación la Condición del “Station Black-out”

Las siguientes iniciativas previstas en el Plan de Respuesta al accidente de Fukushima están en andamio para asegurar la remoción del calor del reactor y de la piscina de elementos combustibles, por un tiempo prolongado para los dos casos:

- adquisición de un Grupo Generador Diesel móvil, de 480V, para alimentar una de las redundancias 5 o 8 del sistema de emergencia D2, para posibilitar la operación de la cadena de extracción del calor residual de emergencia y de las bombas de agua borada suplementar – JDH, con capacidad estimada de 1.000 kVA;
- adquisición de un Grupo Generador Diesel portátil, de 480V, para o recargamento de las baterías;
- adquisición de 2 bombas portátiles accionadas por un motor diesel, dimensionadas para 27kg/s y 75 m de altura manométrica para la alimentación de los GVs a partir de las piscinas del sistema LAR (Informe. T BP/2/120004);
- adquisición de 2 bombas portátiles accionadas por un motor diesel, dimensionadas para 20kg/s y 20 m de altura manométrica, para rehenchimiento de las piscinas con agua del mar.

Considerando la disponibilidades de esos equipos, el resfriamiento a través de los GVs puede proseguir con consecuente reducción de la presión y la temperatura del circuito primario, el que permitirá la inyección de parte del contenido de los acumuladores (2300 ppm de boro), asegurando la subcriticidad en medio plazo.

La recuperación del suministro de energía en por lo menos de una redundancia permitirá retomar la refrigeración de la piscina de ECs por una de las cadenas de extracción de calor residual de emergencia y inyección de boro por las bombas JDH asegurarán la subcriticidad por un longo plazo.

El Plano de Respuesta al Accidente de Fukushima incluye también iniciativas que tienen por objetivo aumentar la disponibilidad de la reserva de agua doce en la Central, y consecuentemente aumentar la robustez de funciones de resfriamiento.

### Planta en Recarga

Con la planta en recarga la piscina de EC alcanzará la condición de ebullición después de 5 horas y la extracción del calor ocurrirá por la vaporización para la contención. Después de cerca de 35 horas desde la pérdida de la refrigeración de la piscina, iniciará el descubrimiento de los elementos combustibles.

Sin embargo, es posible el alivio de la presión de la contención por la abertura de los *dampers* del sistema de ventilación KLA, desde que sea asegurada la alimentación eléctrica por longo termo para las válvulas solenoides, en la línea de aire comprimido, que abren los respectivos *dampers*, a partir del recargamiento de las baterías.

## 4.2.2 Pérdida del sumidero de calor

### 4.2.2.1 Actividades realizadas por el Titular

#### 4.2.2.1.1 CNAAA1

##### 4.2.2.1.1.1 Pérdida de la Fuente Fría

Como en Angra está excluida la posibilidad de tsunamis por las razones presentadas en el apartado 4.1.2.1.1.2, una obstrucción plena de la toma de agua por la sedimentación de un grande volumen de detritos pode ser descartada en la práctica. Las obstrucciones más probable son la causadas por detritos vegetáis que pueden ser carregados en grandes cantidades en el caso de lluvias muy intensas común en la región y se acumular en las grades de protección. Tales detritos deben ser fluctuantes y pueden bloquear solamente la lámina superficial del mar, no causando, por eso, cualquier impacto relevante en el área de pasaje de la toma de agua. Además, en Angra 1, el Sistema de Lavaje de Telas permanece en funcionamiento durante las condiciones de accidente, alimentado pelos Grupos Diesel de emergencia.

Conforme referenciado en apartado 4.2.1.1.1.3, existen estudios en curso para viabilizar la introducción de nuevas fuentes de agua doce para la Central para las funciones de resfriamiento de los reactores y de las piscinas.

##### 4.2.2.1.1.2 Pérdida de la Fuente Fría sin Condición de “*Station Black-out*”

###### Planta en Operación Normal

Con la fuente fría indisponible, los generadores diesel 1A, 1B, 3 e 4 también estarán indisponibles y la refrigeración del reactor será realizada inicialmente como descrito para a situación presentada en el apartado 4.2.1.1.1.3, Pérdida de las Alimentaciones Externa e Interna, pero con la posibilidad del accionamiento automático y remoto de las Válvulas de Alivio de Vapor Principal. Como no es posible la transferencia para la cadena de extracción de calor residual, el resfriamiento del reactor debe ser mantenido vía secundario, a través de la bomba AF-2. Después del agotamiento del inventario de agua desmineralizada cesa la extracción de calor y el evento tienen la misma evolución presentada en el apartado 4.2.1.1.1.3.1, en el caso del resfriamiento de longo plazo.

Sin fuente fría no es posible la refrigeración de la Piscina de Combustible Gastado por la cadena de extracción de calor residual. El proceso de calentamiento sigue el mismo que fue presentado en el apartado 4.2.1.1.1.3.1 para la condición de la planta en recarga. El inventario perdido por evaporación podrá ser restablecido utilizando agua del sistema de incendio, conforme procedimiento existente, o usando equipos movéis.

###### Planta en Recarga

En esta condición el evento tiene la misma evolución ya descrita en el 4.2.1.1.1.3, pudiendo la piscina ser complementada como arriba.

#### 4.2.2.1.1.3 Recursos Adicionais para aumentar la robustez de la CNAAA1 en relación la pérdida del sumidero de calor

##### Recursos Adicionales para el Enfrentamiento de la Condición de la Pérdida de la Fuente Fría sin “Station Black-out”

La siguiente iniciativa será incluida en lo Plano de Respuesta al accidente de Fukushima, visando la posibilidad del mantenimiento de la alimentación eléctrica de emergencia no caso de pérdida de la fuente fría:

- adquisición de una unidad móvil de refrigeración, autónoma, para proporcionar condiciones de operación de los Grupos Diesel GD3 y GD4 en caso de la pérdida de agua de servicio.

#### 4.2.2.1.2 CNAAA2

##### 4.2.2.1.2.1 Pérdida de la Fuente Fría (A2)

Como en Angra está excluida la posibilidad de tsunamis por las razones presentadas en el apartado 4.1.2.1.1.2, una obstrucción plena de la toma de agua por la sedimentación de un grande volumen de detritos pode ser descartada en la práctica. Las obstrucciones más probable son la causadas por detritos vegetais que pueden ser carregados en grandes cantidades en el caso de lluvias muy intensas común en la región y se acumular en las grades de protección. Tales obstrucciones pueden llevar al desligamiento de la usina por insuficiencia de agua de refrigeración, todavía, y muy probablemente, permitirá un flujo requerido para la refrigeración de los sistemas de seguridad de aproximadamente 2% del flujo total.

##### 4.2.2.1.2.2 Pérdida de la Fuente Fría sin Condición de “*Station Black-out*”

###### Planta en Operación Normal

Con la fuente fría indisponible, los generadores diesel, del grupo D1, también estarán indisponibles y la refrigeración del reactor será realizada inicialmente como descrito en el apartado 4.2.1.1.2.3.1 - Pérdida de los suministros de Energía eléctrica Externa e de los Generadores de Emergencia D1. Como no es posible la transferencia para la cadena de extracción del calor residual, el resfriamiento del reactor debe ser mantenido vía circuito secundario, a través de las bombas del LAS. Después del agotamiento del inventario de agua desmineralizada cesa la remoción del calor y lo evento tiene la misma evolución descrita en el apartado 4.2.1.1.2.3.2 Esta operación podrá ser prolongada con la reposición del contenido de las piscinas del edificio ULB.

Sin fuente fría no es posible la refrigeración de las piscinas de ECs por la cadena de extracción de calor residual. La elevación de la temperatura tiene la misma evolución descrita en el apartado 4.2.1.1.2.3.2. El inventario perdido por la evaporación/ebullición podrá ser repuesto por una de las bombas del FAK 10/40, alimentada por la rede D2, a partir de los tanques de agua borada del JNK.

Sin embargo, es posible el alivio de la presión de la contención por la abertura de los *dampers* del sistema de ventilación KLA, desde que sea asegurada la alimentación eléctrica por longo termo para las válvulas solenoides en la línea de aire comprimido que abren los respectivos *dampers*, a partir del recargamiento de las baterías.

### Planta en Recarga

Con a planta en la condición de recarga el evento tendrá la misma evolución descrita en el apartado 4.2.1.1.2.3.2, en este caso podrá ser hecha la reposición del volumen evaporado como descrito arriba.

#### **4.2.3 Pérdida del sumidero de calor con SBO**

##### **4.2.3.1 Actividades realizadas por el Titular**

###### **4.2.3.1.1 CNAAA1**

###### **4.2.3.1.3.1 Pérdida de la Fuente Fría en Condición de “*Station Black-out*”**

###### Planta en Operación Normal

El evento transcurrirá como descrito en el apartado 4.2.1.1.1.3.1.

###### Planta en Recarga

O evento transcurrirá como descrito en el apartado 4.2.1.1.1.3.1.

###### **4.2.3.1.2 CNAAA2**

###### **4.2.3.1.2.1 Pérdida de la Fuente Fría en la Condición de “*Station Black-out*”**

###### Planta en Operación Normal

El evento transcurrirá como descrito en el apartado 4.2.1.1.2.3.2.

###### Planta en Recarga

El evento transcurrirá como descrito en el apartado 4.2.1.1.2.3.2.

En estas dos condiciones la situación solamente podrá ser controlada con el auxilio de los equipos pòrtateles, como descrito en la situación arriba, en los apartados 4.2.2.1.2.1 y 4.2.2.1.2.2.

#### **4.1.3.2 Evaluación y conclusiones de la CNEN**

Las plantas nucleares en Brasil soportan “*station blackout*”, en el caso de la CNAAA1 es caracterizada principalmente por la introducción de dos otros generadores diesel de emergencia que funcionan como reservas de los dos principales acoplados en las barras de emergencia. En el caso de la CNAAA2, esta cumple con esto criterios a través de la caracterización de lo sistema SEEE2 o D2 que fueron considerados “*Station Blackout Diesel Generators – SBODG*”. En esto caso fueron utilizada la normativa norte americana, “el NUREG 1.155 y el parágrafo 50.2 del 10CFR .50. La adopción de este criterio fue considerado adecuado por la CNEN.

La CNEN confirma que el informe presentado por el Titular se ajusta a los requisitos de la evaluación de Resistencia propuesta por el Foro iberoamericano. Sin embargo, debido el poco tiempo disponible para realizar la evaluación cuantitativa de los márgenes de seguridad no siempre son factibles.

La CNEN ha requerido que el Titular llevase a cabo una reevaluación de los estudios de confiabilidad del grid (mejora en la red externa) y el establecimiento o confección de un protocolo de entendimiento con el Operador Nacional del Sistema Eléctrico para priorización del suministro de energía eléctrica para las usinas nucleares en el caso de apagón geral.

Además la CNEN también ha considerado aceptable la propuesta del Titular, presentada en los apartados 4.2.1.1.1.4, 4.2.1.1.2.4 y 4.2.2.1.1.2, recursos adicionales para aumentar la robustez de la central en relación la protección contra la inundación. Sin embargo, esta actividad está en curso y en este caso el proceso de evaluación e aceptación también encuéntrase en curso.

## 4.3 Gestión de accidentes severos

### 4.3.1 Actividades realizadas por el Titular

#### 4.3.1.1 Gestión de los Accidentes Severos de la CNAAA1

El informe del gobierno japonés sobre el evento de Fukushima, preparado para la reunión ministerial en la AIEA, describe que las centrales japonesas en general tienen procedimientos para la gerencia de los accidentes severos (SAMG). Las plantas de Fukushima habían adoptado y habían puesto los SAMG en ejecución para el BWR (desarrollado por el diseñador GE desde 1992). Fue, sin embargo, mencionado que estos SAMG no habían sufrido ninguna revisión desde su implantación.

El uso de estos procedimientos (SAMG) después del accidente de Fukushima (terremoto y tsunami), fue hecho con muy dificultad debido las siguientes condiciones extremas derivadas del evento Iniciador:

- Emergencia general en el país;
- Destrucción de la red eléctrica;
- Industria paralizada;
- Indisponibilidad parcial del equipo de personal de operación;
- Obstrucción de los accesos a la área de operación;
- La área de operación destruido y
- Alto nivel de la radiación en el sitio.

En esto caso no fue posible prevenir la situación de fusión del núcleo, bien como de las dificultades encontradas para realizar la mitigación de las consecuencias.

La Eletronuclear está evaluando la repuestas de las sus usinas en relación las condiciones extremas aplicables a el sitio de Angra, de acordó con que fue requerido en el artículo 10 del documento 082/11 - CGRC/CNEN y según lo presentado en este informe, considerando los recursos puesta en ejecución ya y éstos en fase de ejecución. La toma de decisión in relación a la implementación de recursos adicionales se basará en los resultados de estos análisis.

#### Procedimientos para la gestión de accidentes severos (SAMG) para Angra 1

En el período de 2009 a mediados de 2010, fueron desarrollados, por un diseñador de Westinghouse con la participación de la Eletronuclear, SAMG de Angra1. El SAMG se basa en los SAMGs genéricos desarrollados por el Grupo de Propietarios de la Westinghouse, a la medida para el proyecto específico de Angra1.

El principio de base del WOG SAMG es buscar controlar la evolución de un accidente severo, usando los sistemas disponibles en la planta, para hacer posible:

- Inyección de agua en los generadores del vapor;
- Despresurización del SRR;
- Inyección de agua en el SRR;
- Inyección de agua en la contención;
- Reducción del lanzamiento de productos de Fisión;
- Control de las condiciones ambiente de la contención;
- Reducción de la concentración del hidrógeno en la contención; y
- La inundación de la contención.

Las acciones de respuesta a las emergencias son coordinadas por un equipo de tamaño adecuado y cualificado para este fin, desde el Centro de Soporte Técnico (TSC), de la que emanan las instrucciones de la Sala de Control y otros grupos involucrados en la gestión de emergencias.

Para este fin, la SAMG Angra 1 contiene un total de 25 procedimientos, incluyendo:

- 2 procedimientos para el uso en la sala de control (principio del combate a la emergencia durante y después de la formación del equipo del CST);
- 2 herramientas de diagnóstico: Diagrama de la Diagnóstico de Flujo (Diagnostic Flow Chart-DFC) y Árbol del Estado de la Amenaza Severa (Severa Challenge Status Tree - SCST) para tratar de identificar los Estados de Daño a la Planta ((Plant Damage State – PDS) y de la dirección para el procedimiento para el control/el mitigación de la situación identificada;
- 21 procedimientos del CST que definen las estrategias de mitigación, la identificación de los estados de la planta, los métodos de uso de los instrumentos de apoyo (computational aids) y la conclusión de la condición de SAMG.

Las herramientas de apoyo (“*computational aids*”) se desarrollan para permitir la tomado de la decisión cuánto a los parámetros y los fenómenos característicos de la gestión de accidentes graves. En el caso del SAMG de Angra 1, se han desarrollado las siguientes herramientas (gráficos):

- Inyección en el SRR para la cubierta del núcleo
- Flujo de la inyección para el retiro del calor de la declinación el período indicado largo
- Inflamabilidad del Hidrógeno en la Contención
- Flujo Volumétrico de las Líneas de la Relevación de la Presión de la Contención
- Nivel y volumen de agua en la contención
- Drenaje del TAR por gravedad a la fosa de contención
- Impacto en la concentración de H<sub>2</sub> con la despresurización de la contención

Para una efectiva implementación de los SAMGs es necesaria la preparación de los instructores de la Eletronuclear. Estos instructores serán responsables por la capacitación y recapitación de las personas que componen el Centro de Soporte Técnico (CST). De este centro emanan las instrucciones para la aplicación de SAMG cuando fueren necesarios.

La Westinghouse está siendo recontratada para la aplicación de estos entrenamientos.

La Eletronuclear ya ha hecho algunas presentaciones sobre los SAMG`s en el año 2010, para la CNEN (una en el sitio de la CNAAA para los inspectores residentes y otra en la Sede de la CNEN).

Por la petición del CNEN los SAMGs fueron enviados a través de la carta SM.G-267/11 de 02/06/2011.

Estos SAMG tendrán que ser revisado en un futuro cercano para tener en cuenta la reevaluación en curso por el Westinghouse Owner’s Group. Esta reevaluación es decurrente del accidente de Fukushima, y se prevé que la misma se completará en unos dos años. Esta reevaluación también tiene en cuenta los nuevos equipos fijos y móviles que están siendo incorporando a la planta como un resultado de las evaluaciones llevado a cabo en la CNAAA después del accidente de Fukushima, de

acordó como discutido en el apartado en el apartado punto 4.2 y sus subapartados 3.3.

Como la realización de esta revisión se requiere un tiempo relativamente largo, el proceso de implementación de los SAMG en curso continuará con la versión actual de los mismos.

#### **4.3.1.2 Gestión de los Accidentes Severos de la CNAAA2**

El proyecto para el desarrollo de los SAMGs de la CNAAA2 fue iniciado en abril de 2011 y está siendo realizado por el diseñador de esta planta, AREVA, con la participación substancial de la Eletronuclear.

El concepto de los SAMGs del AREVA contempla básicamente las mismas estrategias enumeradas arriba para la CNAAA1, apartado 4.3.1.1, con la diferencia que, en los casos de la CNAAA2, los SAMGs ya contemplan el uso de los sistemas adicionales específico para el control de accidentes severos, tales como filtro de la sala de control (ya existente en la CNAAA1), recombinadores catalíticos de H<sub>2</sub>, sistema de alivio (“venting”) filtrado de la contención y de la extensión de la instrumentación para las condiciones después del accidente.

Además, como los PWRs del AREVA no dispone de los SAMGs genéricos, como los desarrollados por el WOG para PWRs del Westinghouse, en este caso hace necesario una análisis específica, para cada planta, a través de los códigos para el análisis de accidentes severo para el establecimiento de las estrategias.

Similar al realizado para la CNAAA1 también serán desarrollados los instrumentos de diagnosis, procedimientos para el control y/o mitigación de los accidentes severos y de las herramientas del cálculo para el soporte técnico de la gestión de accidente.

#### **4.3.1.3 Recursos Adicionáis para aumentar la robustez de la central en relación la Gestión de los accidentes severos”**

La implementación de la sistemática de entrenamiento y reciclaje de los equipos de la CNAAA1 en la utilización de los SAMGs. Esta iniciativa hace parte del Plan de respuesta al accidente de Fukushima, ya en marcha, con finalización prevista para finales de 2012.

La implantación de los sistemas y equipos para la protección de la integridad de la contención de la CNAAA1, también hace parte del Plan de respuesta al accidente de Fukushima. Esta iniciativa incluye respectivamente:

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

La contratación de los servicios de proyecto y suministro de estos sistemas y equipos ya está en marcha, y con finalización prevista para finales de 2014, así como para la CNAAA2.

En caso de la CNAAA2, los cálculos con código del análisis de accidentes severos MELCOR, para el establecimiento de las estrategias, están en marcha. También se inició un estudio de los sistemas y componentes de la planta se ven menos afectados por las condiciones ambientales generadas por el accidente, con la posibilidad de uso en su gestión.

Este proyecto se detalla en el plan de acción SO.T-2PA-001.2011 de 4/05/2011, dirigida ya al CNEN, en conformidad con el artículo II del oficio 117/10 CNEN-GCRC, que contempla las condiciones para la renovación del AOP de Angra 2.

La implementación de los SAMGs en la CNAAA2 hace parte del Plan de respuesta al accidente de Fukushima, ya en curso, con la conclusión pronosticada hasta a finales de 2013.

La implantación de los sistemas y equipos para la protección de la integridad de la contención de la CNAAA1, también hace parte del Plan de respuesta al accidente de Fukushima. Esta iniciativa incluye respectivamente:

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

La contratación de los servicios de proyecto y suministro de estos sistemas y equipos ya está en marcha, y con finalización prevista para finales de 2014, así como para la CNAAA1.

Será verificado la posibilidad de inclusión del equipo móvil y de otras modificaciones decurrentes de esta evaluación de la resistencia en el proceso ya en curso del desarrollo de los SAMGs. En caso de que eso él no sea posible, el SAMG tendrá que ser revisado posteriormente.

#### **4.3.2 Evaluaciones y conclusiones de la CNEN**

Las plantas nucleares en Brasil, CNAAA1 y CNAAA2, no disponen hasta el momento de guías y/o instrucciones para la Gestión de los accidentes severos. En el caso de la CNAAA1 que encuéntrase en un estado más avanzado de desarrollo y tiene conjunto de los SAMGs (GGAS) obtenidos a partir de los SAMG genéricos del WOG. Estos GGAS no abarcan los accidentes severos que se producen desde el estado de funcionamiento de parada.

La CNEN confirma que el informe presentado por el Titular se ajusta a los requisitos de la evaluación de Resistencia propuesta por el Foro iberoamericano. Sin embargo, debido el poco tiempo disponible para realizar la evaluación cuantitativa de los márgenes de seguridad no siempre son factibles.

Además la CNEN también ha considerado aceptable la propuesta del Titular, presentada en el apartado 4.3.1.3. Sin embargo, esta actividad está en curso y en este caso el proceso de evaluación e aceptación también encuéntrase en curso.

## 5. GESTIÓN DE LAS CONDICIONES DE EMERGENCIA

### 5.1 Actividades realizadas por el Titular

#### 5.1.1 Gestión y Control

Para la CNAEA fueron establecidos Planos de Emergencia para respuestas las situaciones de emergencia nuclear para los trabajadores de las usinas y población circunvecina.

El Plan de Emergencia Local – PEL, bajo la responsabilidad de la Eletronuclear, comprende las acciones de respuesta en el área de propiedad de la Eletronuclear (APE) la cual incluye el sitio de las usinas y áreas de propiedades adyacentes (Piraquara de Fora y Praia Brava).

El Plan de Emergencia Externo – PEE, bajo la responsabilidad de la Defensa Civil del Estado del Rio de Janeiro, incluye las acciones de respuesta fuera de la APE.

El PEL establece los Centros de Emergencia para donde los equipos de la Eletronuclear involucradas en la emergencia deben dirigirse.

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

Representantes de las áreas de la Protección Física y de Materiales componen los equipos de los centros de emergencia para coordinación, control y tomada de decisión para la recepción de cualquier necesidad para hacer frente la emergencia.

Todos los equipos previstos en el PEL son compuestos de personal capacitado y con un efectivo suficiente para realización de la rotación. Semanalmente es elaborada una escala de guardia con indicación de los involucrados en el período.

Es función del Centro de Emergencia del Escritorio Central de la Eletronuclear en la ciudad del Rio de Janeiro solicitar apoyo las organizaciones externas allá de las ya previstas en el PEE, tales como consultorías, proyectistas, suministros e etc.

El PEL es único para la CNAEA e cada unidad tiene sus respectivos procedimientos de emergencia. La coordinación general también es única para el sitio.

Los kits de emergencia están ubicados en los Centros de Emergencia y los equipos de monitoreo están en el sector de la Protección Radiológica y en el Laboratorio de Monitorización Ambiental (equipos portátiles).

Los Centros de Emergencia tienen protección contra incendio y exposición radiológica, sea por característica del edificio o por la distancia de las usinas. Un Centro que sea sometido las condiciones que excedan los límites de la radio exposición será evacuado y su personal y actividades asociadas serán transferidas para otro Centro ubicado en una distancia segura.

Existe en el sitio un helipuerto oficial para el aterrizaje de los helicópteros.

Todos los Centros de Emergencias internos y externos tienen sistemas de comunicación con redundancia vía satélite.

Todos os órgãos involucrados tienen sistemas de comunicación y accesorios y representantes en los Centros de Emergencia donde convergen las informaciones para una respuesta coordinada y controlada de la emergencia.

Todas las instalaciones en lo sitio tienen recursos conforme el Plano de Protección contra Incendio de las usinas y de la Central. La protección respiratoria es hecha por kits distribuidos en los Centros de Emergencia.

Los edificios de las usinas y los centros de emergencia son dotados de recursos de iluminación de emergencia suministrada por baterías y/o generadores diesel.

El tipo de material y/o partes, tales como, cabos, conexiones, etc. para la implementación de medidas del control y mitigación de la emergencia todavía está en proceso de definición (apartado 4.3). Actualmente cualquier material/equipo/parte encuéntrase en los depósitos y oficinas de las usinas.

Los Centros de Emergencia disponen de toda la documentación necesaria para las acciones de respuesta. Existe también un sistema de meteorología y de cálculo de dosis.

### **5.1.2 Mitigación de Daños al Combustible**

Las acciones y estrategias para mantener o restaurar el resfriamiento efectivo del combustible, tanto en la PCU cuanto en el núcleo del reactor, bien como la manutención de la función del resfriamiento de la Contención ya fueron tratados en los apartados 3 e 4 de este informe.

### **5.1.3 Reducción de las Emisiones Radioactivas**

El controle y la reducción de las liberaciones que no pudieren ser evitadas, en caso de accidente severo, conforme referido en el apartado 4.3 de este informe, será realizado a través de la instalación de sistema de alivio filtrado de la contención para ambas las usinas.

El desarrollo de directrices para reducción de dosis del personal involucrado en la emergencia está previsto en lo plano de acción que hace parte del Plan de respuesta al accidente de Fukushima. Este plan de acción si concretiza a través de la participación en un grupo de trabajo internacional EG-SAM, de las ISOE/NEA/OECD/IAEA que objetiva emitir hasta noviembre de 2013 una guía de acciones de la protección radiológica para uso en la gestión de los accidentes severos.

### **5.1.4 Revisión de los Procedimientos**

El Plano de Emergencia Local – PEL tiene una programación de revisiones bial para contemplar las mejorías y reflejar el estado actual de los recursos. Los procedimientos que compone el Manual de Operación de cada usina son actualizados de acordó con el necesario o en una frecuencia preestablecida.

### **5.1.5 Entrenamiento**

Cada usina efectúa 5 ejercicios internos del PEL por año.

El PEE – Plano de Emergencia Externo en conjunto con el PEL y los PEC – Planos de Emergencia Complementares son testados anualmente siendo que en los años impares los ejercicios son generales inclusive con el involucrimiento de la población. En los años pares los ejercicios son parciales donde todos los centros de emergencia internos y externos son activados.

El sistema de notificación de la población por sirenas es testado diariamente no módulo silencioso y mensualmente con actuación del señale sonoro y de voz.

Diversos ejercicios de comunicación son también efectuados durante el año envolviendo los órganos de respuesta la emergencia nuclear

## **5.2 - Evaluaciones y conclusiones de la CNEN**

Las plantas nucleares en Brasil, CNAAA1 y CNAAA2, disponen de un Plan para realizar la gestión y el control de las actividades involucradas con una emergencia nuclear. Este plan (PEL) fue considerado adecuado por la CNEN. Actualmente, este plan (PEL) encuéntrase en revisión para la incorporación de mejoras relacionadas con el proceso de clasificación de los tipos de emergencias en sus diversos niveles según el documento NEI-99-01 – Methodology for Development os Emergency Action Level, Rev.5. Esta nueva revisión del PEEL encuéntrase en proceso de evaluación en la CNEN.

En relación a la gestión de los eventos con pérdida de inventario de la piscina de elementos combustible gastado, en este informe, el apartado 4.2.1.1.1.3.2, 4.1.1.2.3.1 y 4.1.1.2.3.1. El Titula presenta un análisis de tiempos disponibles hasta la ebullición y el descubrimiento de los elementos combustible. En esto caso el Titular hace también una identificación de los medios disponibles y alternativos de refrigeración. En los apartados 4.2.1.1.1.4 y 4.2.1.1.1.4 el Titula presenta algunas iniciativas para aumentar la disponibilidad de fuentes adicionales de agua.

La CNEN confirma que el informe presentado por el Titular se ajusta a los requisitos de la evaluación de Resistencia propuesta por el Foro iberoamericano. Sin embargo, debido el poco tiempo disponible para realizar la evaluación algunos puntos pueden no estar completos.

## 6. CONCLUSIONES

En la secuencia son presentados un resumen de las principales conclusiones del proceso de Evaluación de Resistencia de las unidades 1 e 2 de la CNAAA para las condiciones del accidente en la central Japonesa de Fukushima.

### 6.1 Protección contra los Eventos de Risco

Mismo considerando que la CNAAA está instalada en una región de baja sismicidad, teniendo en cuenta la base de datos geológica y sismológica actualizada a cerca de 10 años y los estudios probabilísticos que ratificaran las bases de diseño sísmico para las unidades de la Central, o Plan de Respuesta al accidente de Fukushima establece la actualización y la reevaluación de la base de datos geológicos e sismológicos y la evaluación de las márgenes de seguridad del diseño sísmico de Angra 1 y Angra 2, no teniendo expectativa de necesidad del aumento de la aceleración (*Peak Ground Acceleration*) adoptada en el diseño sísmico;

Ratificar la exclusión de la ocurrencia de Tsunamis que impactan la región donde está instalada la CNAAAI;

Dar seguimiento a los estudios de revaluación de la altura de ondas y de adecuación del diseño del muelle de protección, previstos no Plano de Respuesta al accidente de Fukushima;

Dar seguimiento en el estudio de máxima cuota de inundación para el sitio, actividades ya incluida en el Plano de Respuesta al accidente de Fukushima, como balizamiento para la definición de las medidas adicionales de protección contra inundación en los edificios de seguridad de la CNAAA1, considerando que la CNAAA2 ya tiene larga margen de seguridad en el diseño contra inundación, en función de las peculiaridades de diseño de los sistemas confinados en el Edificio de agua de alimentación de emergencia – ULB, protegidos para cuotas de inundación más elevadas;

Deberá ser finalizada la revaluación independiente de la adecuación de las medidas de contención y de monitoreo de las laderas (taludes) en el entorno de la CNAAA, de la misma forma prevista en el Plano de Respuesta al accidente de Fukushima, no teniendo. En el tanto, expectativa de implicaciones importantes para la CNAAA, considerando todos los estudios ya desarrollados, las obras realizadas y los resultados de la monitoreo de las laderas (talud);

### 6.2 Comportamiento de la planta en escenarios de *Station Black-out* y Pérdida de fuente fría

- Las dos unidades tienen sistemas de suministro de energía de emergencia con back-up de grupos diesel que atienden los criterios de la NRC para exclusión de fuentes en CA de la amplitud del apagón, con reservas considerables de óleo diesel no sitio para operación de largo plazo;

- En el caso de la CNAAA1, los grupos de generadores diesel y los de reserva tienen sus capacidad de operaciones por la de la fuente fría, en este caso se incluirá en el Plan de respuesta al accidente de Fukushima una iniciativa para implementar una alternativa de refrigeración para uno de los dos diesel de la unidad, de modo a mantener la posibilidad de suministro de energía eléctrica de emergencia en el caso de la pérdida de fuente fría;

- Las dos unidades disponen de bombas accionadas mecánicamente para alimentaren los generadores de vapor, sin la dependencia de la fuente fría principal, con un volumen suficiente de agua para mantener la refrigeración del reactor vía los generadores de vapor por un plazo suficientemente largo para el restablecimiento de las condiciones de operación dos sistemas de seguridad de la planta;
- Las dos unidades disponen también de medios para alimentaren los generadores de vapor de una forma totalmente pasiva, a partir de la red de incendio, alimentada por reservorio de grande capacidad, ubicado en una altura que proporciona un head elevado. En este caso, el Titular proseguirá con las iniciativas previstas en el Plan de Respuesta al accidente de Fukushima, principalmente aquella relativa la evaluación de las condiciones de protección de la integridad del reservorio y de las líneas de distribución para las situaciones de deslizamiento de las laderas (taludes);
- A pesar de las condiciones favorables para el enfrentamiento del escenarios extremos de los eventos naturales, proporcionadas por la disposición de los sistemas de suministro de energía eléctrica de emergencia y de la disponibilidad de los medios autónomos para alimentación de los generadores de vapor, es recomendada la adquisición y implantación de los medios para conexión rápida de equipos móvil como medios alternativos para proporcionar la condiciones de resfriamiento del reactor, para Angra 1 e para Angra 2:

-Para la CNAAA1:

- Adquisición de un Grupo Generador móvil, en 4,16 kV para el accionamiento de los sistemas de la cadena de extracción de calor residual y de una Bomba de Cargamento del Sistema de Control Químico y Volumétrico, con capacidad estimada de 1.800.kVA;
- Adquisición de un Grupo Generador portátil, en 480V, para el recargamiento de las baterías, para el accionamiento de un compresor de pequeño porte y para el accionamiento de la Bomba de Desplazamiento Positivo del Sistema de Controle Químico y Volumétrico, con capacidad estimada de 250 kVA;
- adquisición de 2 bombas portátil accionadas por un motor diesel, dimensionadas para 27kg/s e 75 m de altura manométrica, para ejecutar la alimentación de los GVs a partir del Tanque de Agua de Alimentación Auxiliar, para el caso de indisponibilidad de la Bomba AF-2 accionada por vapor;
- adquisición de 2 bombas portátil accionadas por un motor diesel, dimensionadas para 20kg/s e 20 m de altura manométrica, para ejecutar el reemplazo de agua del Tanque de Agua de Alimentación Auxiliar;
- equipar la carreta de transporte de óleo diesel con una bomba para posibilitar la transferencia de óleo entre los tanques de almacenamiento;
- adquisición de un compresor de pequeño porte para el suministro de aire para las Válvulas de Alivio del Presurizado y Válvulas de Alivio del Vapor Principal.

Para la CNAAA2:

- adquisición de un Grupo Generador Diesel móvil, de 480V, para alimentar una de las redundancias 5 o 8 del sistema de emergencia D2, para posibilitar la operación de la cadena de extracción del calor residual de emergencia y de las bombas de agua borada suplementar – JDH, con capacidad estimada de 1.000 kVA;

- adquisición de un Grupo Generador Diesel portátil, de 480V, para o recargamento de las baterías;
- adquisición de 2 bombas portátiles accionadas por un motor diesel, dimensionadas para 27kg/s y 75 m de altura manométrica para la alimentación de los GVs a partir de las piscinas del sistema LAR (Informe GSR.T BP/2/120004);
- adquisición de 2 bombas portátiles accionadas por un motor diesel, dimensionadas para 20kg/s y 20 m de altura manométrica, para rehenchimiento de las piscinas con agua del mar.

- A pesar de los tiempos calculados demostraren plazos largos para la intervención en las piscinas antes que, la pérdida de refrigeración ocurra, la vaporización de la agua levará al descubrimiento de los elementos combustibles, recomiéndase la adquisición e implantación de una unidad móvil autónoma de resfriamiento para ser utilizada en la piscina de elementos combustibles de la CNAAA1, considerando tener un único tren de resfriamiento en el proyecto actual;

- Los equipos móviles referenciados deberán ser acuartelados en la propia Central:

- Los menores que precisan de una conexión mas ligera deben ser abrigados en los propios edificios donde están los puntos donde los mismos serán conectados, protegidos adecuadamente de los efectos del terremoto y de la inundaciones;
- Aquellos de mayor porte, como los grupos diesel para suministro de energía eléctrica para los sistemas de seguridad esenciales, podarán ser colocados en locales fuera de los edificios de las unidades, en áreas protegidos de los riesgos decurrentes de deslizamiento de las laderas (taludes) y distantes de la línea costera, abrigados en estructuras, de forma que no tienen su integridad comprometida por los daños consecuentes de estos eventos;

- Deberá ser evaluada la logística para la disponibilidad a través del transporte marítimo de los equipos móviles de la misma naturaleza de los equipos referenciados en este informe, considerando las posibilidades de adquisición o contratos con limitación, en que se asegure la disponibilidad de los equipos dentro de plazos máximos determinados;

- Equipos deberán ser estructuradas y entrenadas para efectuar maniobras operacionales de campo y conexión ligera de los equipos móviles en las situaciones de emergencia, principalmente para atender a los casos de apagón geral con falla de las bombas de accionamiento mecánico aliñadas para alimentaren los generadores de apoyo, condición extrema en que la alimentación de los generadores de vapor deben ser restaurada en plazos reducidos (cerca de 50 minutos, tanto para Angra 1 como para Angra 2).

### **6.3 Gestión de los Accidentes Severos**

- Las guías de las WOG SAMG y SAMG de la AREVA representan el estado de la arte anterior al evento de Fukushima para los reactores PWR de la Westinghouse y de la AREVA. Algunos aspectos dese accidente, en particular la ocurrencia simultanea del accidente severo en más de un reactor, levaran a la necesidad de reevaluar las SAMG, con el objetivo de verificar su alcance en relación a los eventos similares al ocurrido en Fukushima,

-En los caso de las SAMG de Angra 1, ya desarrollada, el proceso de implementación interno continuará con las SAMG en su estado actual y cuando de la disponibilidad de los resultados de la referida reevaluación, esas SAMG deberán ser revisadas, a través de la incorporación de estos resultados y de aquellos decurrentes de esta Evaluación de Resistencia;

-De la misma forma, en lo desarrollo en curso de los SAMGs de Angra 2, que ya tiene incorporado las medidas implementadas en las usinas alemanas, referente al control y mitigación de los accidentes severos, tales como recombinadores catalíticos para reducción de H<sub>2</sub>, alivio filtrado de la contención y toma de muestra de la contención, deberá ser verificada la posibilidad de incorporación de los resultados de la Evaluación de Resistencia cuando exequible durante el proceso de desarrollo;

- deberá dar seguimiento y priorizar la contratación del suministro y instalación de los recursos para protección de la integridad de la contención para la situaciones de accidentes más allá de la base de diseño, como el venting de la contención y los equipos para la reducción de H<sub>2</sub>, de la misma forma ya hace parte del conjunto de iniciativas del Plan de Respuesta al Accidente de Fukushima.

#### **6.4 Gestión de las Condiciones de Emergencia**

- En general el Plan de Emergencia Local – PEL de la Eletronuclear cumple todos los requisitos nacionales e internacionales.

- Después de la evaluación de las condiciones extrema extremas para implementación del plan de emergencia en el contexto del evento de Fukushima fueron identificadas oportunidades para mejoras del Plan existente, conforme los planos de acción, listados:

- Mejora de la comunicación entre los diverso Centros de Emergencia involucrados; mejora de la protección contra la exposición radiológica en algunos Centros.
- Construcción de atracaderos para viabilizar rota diversa de evacuación por mar;
- Establecimiento de rutas para apoyar la evacuación de la localidad donde viven las personas que trabajan en las usinas, en caso de interrupción de la ruta 101 cerca de la localidad;
- Posibles modificaciones de procedimientos resultantes de las recomendaciones del guía de protección radiológica en situaciones de accidente severo, en desarrollo por el grupo ISOE/NEA/OECD/IAEA;

## 7. SIGLAS

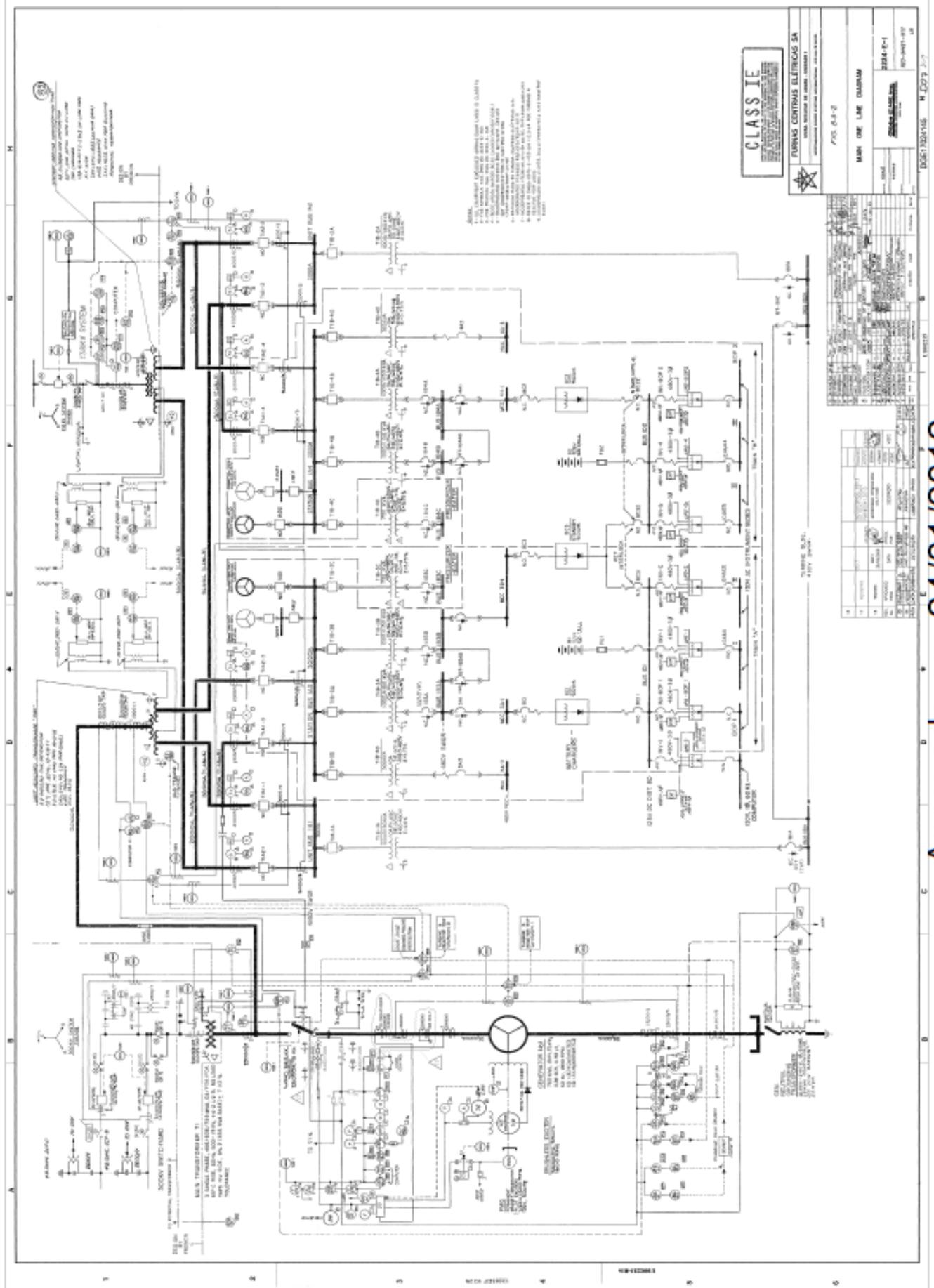
AR	Autoridades Regulatorias
BCT01	Transformador de la red exterior de la CNAAA2
BBT	Transformadores auxiliares de la CNAAA2
BRR	Bombas de refrigeración del reactor
CA	Corriente Alterna
CC	Corriente continua
CNAAA	Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto
CNAAA1	Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto - unidad 1 (Angra 1)
CNAAA2	Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto - unidad 2 (angra 2)
CNAAA3	Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto - unidad 3 (angra 3)
CNEN	Comisión Nacional de Energía Nuclear
CQV	Sistema del control químico y de Volumétrico
EAS	Edificio Auxiliar Sul de la CNAAA1
EAN	Edificio Auxiliar Norte de la CNAAA1
EC	Elementos combustibles
ECB	Edificio del Combustible
EDE	Edificio del Diesel de la CNAAA1
ENSREG	Grupo Regulatorio Europeo de Seguridad Nuclear (European Nuclear Safety Regulatory Group)
ETN	Eletronuclear SA (Eletronuclear)
ERE	Edificio del Reactor de la CNAAA1
ESE	Edificio de Seguridad de la CNAAA1
ETD	Edificio de toma de agua de la CNAAA1
ETG	Edificio de la turbina
ETN	Eletronuclear SA (Eletronuclear)
FAK	Sistema de refrigeración de la piscina de elementos Combustibles
FORO	Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares
GV	Generador de vapor
JN	Sistema de Extracción del Calor Residual de la CNAAA2
JNA	Circuito de extracción del calor residual de la CNAAA2
JND	Sistema de inyección de alta presión de la CNAAA2

JNG	Sistemas de inyección de los acumuladores de la CNAAA2
JNK	Sistema de almacenamiento de agua borada de la CNAAA2
JT	Sistema de la limitación del reactor
KAA	Sistema de Refrigeración de los Componentes de Seguridad de la CNAAA2
NUCLEP	Nuclebrás Equipamentos Pesados S. A.
PCU	Piscina de combustible gastado
PE	Sistema de agua de refrigeración de servicio de seguridad de la CNAAA2
PWR	Pressurized Water Reactor
RCR	sistema de extracción de calor residual
SAMG	Severe Accident Managment Guidelines
SAS	sistema del agua del servicio
SBO	“Station blakout”
SEA	sistema eléctrico auxiliar de la CNAAA2
SOER	Significant Operating Experience Report
SRC	sistema de la refrigeración de Componentes
SREN	Sistema de refrigeración de emergencia
SRR	Sistema de refrigeración del reactor
SSB	load case, from the combined effects of a Safe Shutdown Earthquake (SSE) and a Burst Pressure Wave (BPW) is also considered for the main class 1 structures (structures that are required for plant shutdown and residual heat removal in case of SSE).
SSE	Safety Shutdown Earthquake
TAAAA	Tanque de agua auxiliar
TARE	Tanque de agua de reabastecimiento
TL	Titulares de las Licencias de Operación de las centrales nucleares
T1A1	Transformador auxiliar de la CNAAA1
T1A2	Transformador de servicio de la CNAAA1
UBA	Edificio del Control de la Unidad de la CNAAA2
UBP	Edificio de la Alimentación de Emergencia de la CNAAA2
UJA / UJB	Edificio del Reactor de la CNAAA2
UJE	Compartimiento de la válvula del vapor principal y de la agua de alimentación de la CNAAA2
UKA	Edificio Auxiliar del Reactor de la CNAAA2
ULB	Edificio de Agua de Alimentación de Emergencia.

UMA	Edifício de la Turbina
UPC	Estrutura de toma de agua
1/UQB e 2/UQB	Compartimentos de las bombas de Agua de Servicio.
UQJ y UQN	Estrutura de transición y canal de descarga de Agua de Circulación.
UQM y UQT	Pozo de coleta y canal de descarga de Agua de Servicio.
WANO	World Association of Nuclear Operators
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association

## Anexo 1

Diagrama Unifilar Geral de Angra 1 – REO-94421-R17 - “Main One Line Diagram”



Aprovado em 24/01/2012

## Anexo 2

Diagrama Unifilar Geral de Angra 2 – YU / B / 1 – “Overall Single Line Diagram” - Revisão 20

