

INFORME DE EVALUACIÓN DE RESISTENCIA REALIZADA A LAS
CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS
2012



Autoridad Regulatoria
Nuclear

Presidencia de la Nación Argentina

INFORME DE EVALUACIÓN DE RESISTENCIA REALIZADA A LAS
CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS
2012



CONTENIDO

ACRÓNIMOS	IX
1. INTRODUCCIÓN	1
1.1. Evaluación de resistencia adoptada por los países integrantes del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares	1
1.2. Actividades realizadas en Argentina	2
1.3. Contenido del informe	3
2. METODOLOGÍA UTILIZADA EN LA EVALUACIÓN DE RESISTENCIA	5
2.1. Actividades realizadas por los titulares	5
2.2. Actividades realizadas por la ARN	6
3. DATOS GENERALES DE LAS INSTALACIONES Y USO DE LOS APS	7
3.1 Central Nuclear Atucha I (CNA I)	7
3.1.1. Ubicación y características del emplazamiento	7
3.1.2. Número de unidades	7
3.1.3. Primera criticidad	7
3.1.4. Distribución General de la Planta	8
3.1.5. Características del reactor	8
3.1.6. Descripción de los sistemas relevantes	10
3.1.6.1. Sistema de Refrigeración del Reactor y Sistema Moderador	10
3.1.6.2. Sistema de Recambio de Elementos Combustibles	11
3.1.6.3. Sistemas Auxiliares y Secundarios del Reactor	12
3.1.6.4. Sala de Control Principal	12
3.1.6.5. Sistemas de Suministro Eléctrico	12
3.1.6.6. Sistemas de Seguridad	13
3.1.6.6.1. Sistema de Parada Rápida del Reactor	13
3.1.6.6.2. Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo	14
3.1.6.6.3. Sistema de Contención	15
3.1.6.6.4. Sistema de Energía Eléctrica de Emergencia	15
3.1.6.6.5. Sistema Segundo Sumidero de Calor	16
3.1.7. Sumidero de calor	16
3.1.8. Almacenamiento de Combustible gastado	17
3.2. Central Nuclear Atucha II	17
3.2.1. Ubicación y características del emplazamiento	17
3.2.2. Número de unidades	17
3.2.3. Primera criticidad	18
3.2.4. Distribución General de la Planta	18
3.2.5. Características del reactor	19
3.2.6. Descripción de los sistemas relevantes	20
3.2.6.1. Sistema de Refrigeración del Reactor y Sistema Moderador	20
3.2.6.2. Sistema de Recambio de Elementos Combustibles	21

3.2.6.3. Sistemas Auxiliares y Secundarios del Reactor	22
3.2.6.4. Sala de Control Principal	22
3.2.6.5. Sistemas de Suministro Eléctrico	22
3.2.6.6. Sistemas de Seguridad	23
3.2.6.6.1. Sistema de Parada Rápida del Reactor	24
3.2.6.6.2. Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo	24
3.2.6.6.3. Sistema de Contención	24
3.2.6.6.5. Sistema de Suministro de Energía Eléctrica de Emergencia	25
3.2.7. Sumidero de calor	25
3.2.8. Almacenamiento de Combustible gastado	26
3.3. Central Nuclear Embalse (CNE)	26
3.3.1. Ubicación y características del emplazamiento	26
3.3.2. Número de unidades	26
3.3.3. Primera criticidad	27
3.3.4. Esquema General de Planta	27
3.3.5. Características del reactor	28
3.3.6. Descripción de los sistemas relevantes	29
3.3.6.1. Sistema Primario de Transporte de Calor	29
3.3.6.2. Sistema de Moderador	30
3.3.6.3. Sistema de manejo de Combustible	30
3.3.6.4. Sistemas Auxiliares	31
3.3.6.5. Sala de Control Principal	32
3.3.6.6. Sistemas de Suministro Eléctrico	32
3.3.6.7. Sistemas de Seguridad	34
3.3.6.7.1. Sistema de Parada N°1	34
3.3.6.7.2. Sistema de Parada N° 2	35
3.3.6.7.3. Sistema de Contención	35
3.3.6.7.4. Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo	35
3.3.6.7.5. Sistema de Suministro de Energía Eléctrica de Emergencia	35
3.3.6.7.6. Sistema de Suministro de Agua de Emergencia	35
3.3.7. Sumidero de calor	36
3.3.8. Almacenamiento de Combustible gastado	37
3.3.8.1. Pileta de Almacenamiento de Combustibles Gastados	37
3.3.8.2. Almacenamiento en Seco de Elementos Combustibles Quemados	37
3.4. Uso de los APS en el proceso de evaluación de resistencia	38
3.4.1. CNA I	38
3.4.1.1. Accidentes incluidos en la base de diseño	38
3.4.1.2. Aplicaciones en la evaluación sísmica de la planta	39
3.4.1.3. Aplicaciones del APS para evaluar cambios de diseño relacionados con la seguridad	40
3.4.2. CNA II	41
3.4.3. CNE	42
3.4.3.1. Estudios de APS realizados	42
3.4.3.2. Resultados del APS nivel 1 relacionados con la evaluación de resistencia	42

4. INFORME DEL TITULAR DE LA LICENCIA Y EVALUACIÓN DE LA ARN	45
4.1. Eventos externos	45
4.1.1. Terremotos	45
4.1.1.1. Actividades realizadas por el operador	45
4.1.1.1.1. CNA I	45
4.1.1.1.1.1. Terremotos para los que se diseñó la planta	45
4.1.1.1.1.1.1. Estudio de AECL	46
4.1.1.1.1.1.2. Estudio de JJJ y Asociados	49
4.1.1.1.1.1.3. Comparación entre los estudios de AECL y JJJ	50
4.1.1.1.1.2. Previsiones para proteger la planta del DBE	51
4.1.1.1.1.2.1. Identificación de ESC necesarios para poder alcanzar una condición de parada segura	51
4.1.1.1.1.2.2. Principales provisiones existentes	53
4.1.1.1.1.2.2.1. Generador diesel móvil	54
4.1.1.1.1.2.2.2. Instrumental sísmico	54
4.1.1.1.1.2.2.3. Medidas Correctivas (Easy Fixes)	54
4.1.1.1.1.1.3. Proceso que garantiza el cumplimiento de las bases de licenciamiento	54
4.1.1.1.1.4. Actividades y pruebas específicas de verificación ya iniciadas por la planta luego del accidente de Fukushima	54
4.1.1.1.1.5. Evaluación de márgenes	55
4.1.1.1.1.5.1. Severidad del terremoto a partir del cual se vuelve inevitable el daño al combustible	55
4.1.1.1.1.5.2. Máximo terremoto que la planta podría soportar sin perder la integridad de la contención	55
4.1.1.1.1.5.3. Terremotos que excedan el DBE y provoquen inundaciones o bajantes que sobrepasen el nivel de la inundación o bajante base de diseño	55
4.1.1.1.2. CNA II	56
4.1.1.1.2.1. Terremotos para los que se diseñó la planta	56
4.1.1.1.2.1.1. Estudio de AECL	57
4.1.1.1.2.1.2. Estudio de JJJ y Asociados	59
4.1.1.1.2.1.3. Revisión de Pares de aspectos del programa de evaluación de seguridad sísmica	61
4.1.1.1.2.2. Previsiones para proteger la planta del DBE	62
4.1.1.1.2.2.1. Identificación de ESC necesarios para poder alcanzar una condición de parada segura	63
4.1.1.1.2.3. Proceso que garantiza el cumplimiento de las bases de licenciamiento	64
4.1.1.1.2.4. Actividades y pruebas específicas de verificación ya iniciadas por la planta luego del accidente de Fukushima	64

4.1.1.1.2.5. Evaluación de márgenes	64
4.1.1.1.2.5.1. Severidad del terremoto a partir del cual se vuelve inevitable el daño al combustible	64
4.1.1.1.2.5.2. Máximo terremoto que la planta podría soportar sin perder la integridad de la contención	64
4.1.1.1.2.5.3. Terremotos que excedan el DBE y provoquen inundaciones o bajantes que sobrepasen el nivel de la inundación o bajante base de diseño	65
4.1.1.1.3. CNE	65
4.1.1.1.3.1. Sismo Base de Diseño (DBE)	65
4.1.1.1.3.2. Previsiones para proteger la planta contra el DBE	72
4.1.1.1.3.3. Cumplimiento de la planta con sus actuales bases de licenciamiento	75
4.1.1.1.3.4. Actividades específicas de verificación iniciadas luego del accidente de Fukushima	75
4.1.1.1.3.5. Evaluación de márgenes	75
4.1.1.1.3.5.1. Severidad del sismo para el cuál se torna inevitable el daño severo del combustible	75
4.1.1.1.3.5.2. Máximo sismo que la planta puede soportar sin perder la integridad de la contención	75
4.1.1.1.3.5.3. Sismos que exceden el DBE y que puedan causar inundación o bajo nivel en el lago más allá de la base de diseño	78
4.1.1.2. Actividades desarrolladas por el órgano regulador	79
4.1.1.2.1. Sitio de Atucha	79
4.1.1.2.2. Sitio de Embalse	82
4.1.1.2.3. Conclusiones	83
4.1.2. Inundaciones / Bajantes	84
4.1.2.1. Actividades realizadas por el operador	84
4.1.2.1.1. Inundaciones / Bajantes Para El Sitio Atucha	84
4.1.2.1.1.1. Inundación/bajante para las cuales las plantas han sido diseñadas	86
4.1.2.1.1.1.1. CNA I	86
4.1.2.1.1.1.2. CNA II	87
4.1.2.1.1.2. Previsiones para proteger la planta de la inundación/bajante base de diseño	88
4.1.2.1.1.2.1. CNA I	88
4.1.2.1.1.2.2. CNA II	91
4.1.2.1.1.3. Proceso que garantiza el cumplimiento de las bases del licenciamiento	93
4.1.2.1.1.3.1. CNA I	93
4.1.2.1.1.3.2. CNA II	93
4.1.2.1.1.4. Actividades y pruebas específicas de verificación ya iniciadas por la planta luego del accidente de Fukushima	94
4.1.2.1.1.4.1. CNA I	94
4.1.2.1.1.4.2. CNA II	94

4.1.2.1.1.5. Evaluación de márgenes	95
4.1.2.1.1.5.1. CNA I	95
4.1.2.1.1.5.2. CNA II	95
4.1.2.1.2. Inundaciones / Bajantes Para El Sitio de Embalse	95
4.1.2.1.2.1. Inundación / bajante para las cuales la planta ha sido diseñada	95
4.1.2.1.2.1.1. Inundación / Bajante Externa	95
4.1.2.1.2.1.2. Inundación Interna	95
4.1.2.1.2.1.2.1. Edificio de Turbina	95
4.1.2.1.2.1.2.2. Edificio de Servicios	96
4.1.2.1.2.2. Previsiones para proteger la planta de la inundación/bajante base de diseño	97
4.1.2.1.2.2.1. Edificio de Turbina	97
4.1.2.1.2.2.2. Edificio de Servicios	97
4.1.2.1.2.3. Cumplimiento con las bases de licenciamiento	97
4.1.2.1.2.4. Evaluaciones de márgenes	97
4.1.2.2. Actividades del regulador	98
4.1.2.2.1. Sitio de Atucha	98
4.1.2.2.2. Sitio de Embalse	98
4.1.2.2.3. Conclusiones	98
4.1.3. Otros Eventos Externos	99
4.1.3.1. Actividades realizadas por el operador	99
4.1.3.1.1. Central Nuclear Atucha I	99
4.1.3.1.1.1. Eventos y combinaciones de eventos considerados. Razones para su elección	99
4.1.3.1.1.2. Tornados	99
4.1.3.1.1.2.1. CNA I	99
4.1.3.1.1.2.2. Estructura de los edificios principales en CNA I	101
4.1.3.1.1.2.3. Puntos débiles y situaciones límites. Edificios y equipos que podrían ser afectados	101
4.1.3.1.1.2.4. Previsiones para evitar las situaciones límite o para incrementar la robustez de la planta	101
4.1.3.1.1.3. Rayos	101
4.1.3.1.1.3.1. Puntos débiles y situaciones límites. Edificios y equipos que podrían ser afectados	101
4.1.3.1.1.3.2. Previsiones para evitar las situaciones límite o para incrementar la robustez de la planta	102
4.1.3.1.2. Central Nuclear Atucha II	102
4.1.3.1.2.1. Carga de viento	102
4.1.3.1.2.2. Tornado	103
4.1.3.1.3. Central Nuclear Embalse	104
4.1.3.1.3.1. Cargas eólicas	104
4.1.3.1.3.2. Tornados (sistema de almacenamiento de combustibles quemados-ASECQ-)	104
4.1.3.1.3.3. Lluvias intensas	105

4.1.3.2. Actividades Realizadas por el regulador	105
4.1.3.2.1. Conclusiones	105
4.2. Pérdida de las funciones de seguridad	106
4.2.1. Introducción	106
4.2.2. Actividades realizadas por el Titular de la Licencia	106
4.2.2.1. Central Nuclear Atucha I	106
4.2.2.1.1. Pérdida de suministro eléctrico externo (Loss of Off-Site Power - LOOP)	109
4.2.2.1.2. Pérdida de los suministros eléctricos externo e interno (Station Black Out - SBO)	114
4.2.2.1.3. Pérdida de los sumideros de calor	117
4.2.2.1.4. Pérdida de los sumideros de calor coincidente con SBO	118
4.2.2.2. Central Nuclear Atucha II	120
4.2.2.2.1. Pérdida de suministro eléctrico externo	124
4.2.2.2.2. Pérdida de los suministros eléctricos externo e interno (SBO)	126
4.2.2.2.3. Pérdida de los sumideros de calor	130
4.2.2.2.4. Pérdida de los sumideros de calor coincidente con SBO	132
4.2.2.3. Central Nuclear Embalse	132
4.2.2.3.1 Pérdida de suministro eléctrico externo (Loss of Off-Site Power - LOOP)	134
4.2.2.3.2. Pérdida de los suministros eléctricos externo e interno (SBO)	136
4.2.2.3.3. Pérdida de los sumideros de calor	138
4.2.2.3.4. Pérdida de los sumideros de calor coincidente con SBO	139
4.2.3. Actividades Realizadas por el Regulador	140
4.2.3.1. Requerimiento RQ-38: Descripción de los puntos relacionados con el diseño y los sistemas de seguridad	140
4.2.3.1.1. Pérdida de suministro eléctrico externo (LOOP, Loss of Off Site Power)	141
4.2.3.1.2. Pérdida de los suministros eléctricos externo e interno (SBO, Station Black Out)	141
4.2.3.1.3. Pérdida de los sumideros de calor	141
4.2.3.1.4. Pérdida de los sumideros de calor coincidente con SBO	142
4.2.3.2. Evaluación de los resultados	142
4.2.3.3. Conclusiones	142
4.2.3.3.1. CNA I	142
4.2.3.3.2. CNA II	143
4.2.3.3.3. CNE	143
4.3. Gestión de accidentes severos	144
4.3.1. Introducción	144
4.3.1.1. Actividades realizadas por el Titular de la Licencia	144
4.3.1.1.1. Central Nuclear Atucha I	144
4.3.1.1.1.1. Medidas de gestión de accidentes actualmente disponibles para la protección del núcleo en las distintas etapas de un escenario de pérdida de la función de refrigeración del mismo	144
4.3.1.1.1.1.1. Medidas antes del inicio del daño al combustible	144
4.3.1.1.1.1.2. Medidas luego de la ocurrencia del daño al combustible	147
4.3.1.1.1.1.3. Comparación de parámetros en CNA I y CNA II	148
4.3.1.1.1.1.4. Conclusiones	150

4.3.1.1.1.2.	Medidas de gestión de accidentes y las características de diseño de la planta para la protección de la integridad de la función de confinamiento tras la ocurrencia del daño al combustible	150
4.3.1.1.1.3.	Medidas para el manejo de accidentes para hacer frente a pérdidas de refrigeración en las piletas de almacenamiento de combustibles	152
4.3.1.1.1.3.1.	Antes y después de perder la adecuada protección contra la radiación (pérdida del blindaje de la columna de agua)	152
4.3.1.1.1.3.2.	Antes y después del descubrimiento de la parte superior del combustible	154
4.3.1.1.1.3.3.	Antes y después de la degradación del combustible (oxidación rápida de las vainas con producción de hidrógeno)	154
4.3.1.1.1.4.	Aspectos adicionales	154
4.3.1.1.2.	Central Nuclear Atucha II	155
4.3.1.1.2.1.	Medidas de gestión de accidentes actualmente disponibles para la protección del núcleo en las distintas etapas de un escenario de pérdida de la función de refrigeración del mismo	165
4.3.1.1.2.2.	Medidas de gestión de accidentes y características de diseño para la protección de la integridad de la función de confinamiento luego de la ocurrencia del daño al combustible	155
4.3.1.1.2.3.	Medidas de gestión de accidentes actualmente disponibles para hacer frente a las sucesivas etapas de un escenario de pérdida de la función de refrigeración en las piletas de almacenamiento de combustible	175
4.3.1.1.2.4.	Mejoras previstas	177
4.3.1.1.3.	Central Nuclear Embalse	178
4.3.1.1.3.1.	Medidas de gestión de accidentes actualmente disponibles para la protección del núcleo en las distintas etapas de un escenario de pérdida de la función de refrigeración del mismo	179
4.3.1.1.3.2.	Medidas de gestión de accidentes y características de diseño de la planta para la protección de la integridad de la función de confinamiento tras la ocurrencia del daño al combustible	181
4.3.1.1.3.3.	Medidas de gestión de accidentes actualmente disponibles para hacer frente a las sucesivas etapas de un escenario de pérdida de la función de refrigeración en las piletas de almacenamiento de combustible	188
4.3.1.1.3.4.	Aspectos adicionales: Cambios de diseño relacionados con la seguridad que serán implementados durante las actividades de acondicionamiento (refurbishment) requeridas para extender la vida útil de la CNE	189
4.3.1.2.	Actividades realizadas por el regulador	192
4.3.1.2.1.	Describir las medidas de gestión de accidentes actualmente disponibles para la protección del núcleo en las distintas etapas de un escenario de pérdida de la función de refrigeración del mismo	193

4.3.1.2.2. Describir las medidas de gestión de accidentes y las características de diseño de la planta para la protección de la integridad de la función de confinamiento, tras la ocurrencia del daño al combustible	193
4.3.1.2.3. Describir las medidas de gestión de accidentes actualmente disponibles para hacer frente a las sucesivas etapas de un escenario de pérdida de la función de refrigeración en las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados	193
4.3.1.2.4. Aspectos adicionales	193
4.3.1.2.5. Conclusión general	195
4.4. Manejo de la emergencia	197
4.4.1. Actividades realizadas por el Titular de la Licencia	197
4.4.1.1. Central Nuclear Atucha I	197
4.4.1.1.1. Dirección y Control	197
4.4.1.1.2. Mitigación del daño al combustible	202
4.4.1.1.3. Reducción de Emisiones Radiactivas	206
4.4.1.1.4. Revisión de Procedimientos	207
4.4.1.1.5. Entrenamiento del Personal	208
4.4.1.1.6. Equipos	210
4.4.1.2. CNA II	211
4.4.1.3. CNE	211
4.4.1.3.1. Dirección y Control	211
4.4.1.3.2. Mitigación del Daño al Combustible	218
4.4.1.3.3. Reducción de Emisiones Radiactivas	220
4.4.1.3.4. Revisión de Procedimientos	221
4.4.1.3.5. Entrenamiento del Personal	221
4.4.1.3.6. Equipos	224
4.4.2. Actividades realizadas por el Regulador	225
4.4.2.1. Evaluación Integral de Seguridad	225
4.4.2.2. Manejo de la emergencia	225
4.4.2.3. Planes de Emergencia	226
4.4.2.3.1. Ejercicios de Accidentes Severos	226
4.4.2.3.2. Implementación de mejoras	226
4.4.2.4. Respuesta ante emergencias	227
4.4.2.5. Zonas de Planificación de Acciones de Protección en caso de Emergencias	228
4.4.2.6. Medidas de Protección al Público	228
4.4.2.6.1. Antes de la emisión al ambiente	228
4.4.2.6.2. Después de la emisión al ambiente	228
4.4.2.7. Organización de Respuesta a una Emergencia Nuclear	229
4.4.2.8. Entrenamiento, Capacitación y Ejercicios	230
4.4.2.9. Comunicaciones en la zona de planificación	230
4.4.2.10. Comunicaciones del Centro de Control de Emergencias	231
5. CONCLUSIONES	233
ANEXO I	237

ACRÓNIMOS

APS:	Análisis Probabilístico de Seguridad
AR:	Autoridad Regulatoria
ARN:	Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina
ASDV:	Válvulas de descarga de vapor a la atmósfera (Atmosphere Steam Discharge Valves)
ASECQ:	Sistema de Almacenamiento en Seco de Elementos Combustibles Quemados (CNE)
BY:	Grupos diesel de emergencia (CNA I)
CA:	Corriente Alterna
CC:	Corriente Continua
CCE:	Centro de Control de Emergencias
CDFM:	Margen de falla determinístico conservativo (Conservative Deterministic Failure Margin)
CDS:	Estados de daño del núcleo (Core Damage Status)
CIAS:	Comité Interno Asesor de Seguridad
CICE:	Centro Interno de Control de Emergencias
CMP:	Crecida Máxima Probable
CNA I:	Central Nuclear Atucha I
CNA II:	Central Nuclear Atucha II
CNE:	Central Nuclear Embalse
CNEA:	Comisión Nacional de Energía Atómica
COEM:	Centro Operativo de Emergencia Municipal
COG:	Grupo de propietarios de reactores CANDU (CANDU Owners Group)
CP:	Sistema eléctrico de emergencia (CNA II)
DBA:	Accidente básico de diseño (Design Basis Accident)
DBE:	Terremoto base de diseño (Design Basis Earthquake)
DSHA:	Análisis determinístico de riesgo sísmico (Deterministic Seismic Hazard Analysis)
DBT:	Tornado base de diseño (Design Basis Tornado)
ECs:	Elementos Combustibles
ECCS:	Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (Emergency Core Cooling System) - (CNE)
EDN:	Estados de Daño al Núcleo
ENACE:	Empresa Nacional de Energía S.A.
EPEC:	Empresa Provincial de Energía de Córdoba
EPRI:	Instituto de Investigación de la Energía Eléctrica (Electric Power Research Institute)
EPS:	Suministro de energía de emergencia (Emergency Power Supply)
ESC:	Estructuras, Sistemas y Componentes
EWS:	Suministro de agua de emergencia (Emergency Water Supply)
FRS:	Espectro de respuesta del suelo (Floor Response Spectrum)
FORO:	Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares
GV:	Generadores de Vapor
GD:	Generador Diesel
GDM:	Generador Diesel Móvil
GHC:	Sistema de suministro de agua desmineralizada (CNA II)
GIS:	Sistema de información geográfica (Geographical Information System)
GRS:	Espectro de respuesta del suelo (Ground Response Spectra)
HCLPF:	Confiabilidad alta de baja probabilidad de falla (High Confidence of Low Probability of Failure)

IDIA:	Instituto de Investigaciones Antisísmicas Ing. Aldo Bruschi (Universidad Nacional de San Juan)
IFS:	Informe Final de Seguridad
INA:	Instituto Nacional del Agua
IXP:	Programa de Intercambio Internacional (International Exchange Program)
JDA:	Sistema de parada por barras (CNA II)
JDJ:	Sistema de inyección de boro (CNA II)
JF:	Sistema moderador (CNA II)
JND:	Sistema de inyección de seguridad (CNA II)
JOEN:	Jefe Operativo de Emergencia Nuclear
JR:	Sistema de Protección del Reactor (CNA II)
KAG:	Sistema intermedio de refrigeración (CNA II)
KBA:	Sistema de control de volumen (CNA II)
LA:	Sistema de agua de alimentación (CNA II)
LAH / LAJ:	Sistema de arranque y parada (CNA II)
LCDA:	Accidente con daño al núcleo limitado (Limited Core Damage Accident)
LOCA:	Accidente con pérdida de refrigerante (Loss Of Coolant Accident)
MCCI:	Interacción del núcleo fundido con el hormigón de la bóveda de la calandria (Molten Corium Concrete Interaction)
MR:	Máquina de recambio de elementos combustibles
MSSV:	Válvulas de seguridad de vapor (Main Steam Safety Valves)
NA-SA:	Nucleoeléctrica Argentina S.A.
NZ:	Señales de protección del reactor de la CNA I
OIEA:	Organismo Internacional de Energía Atómica
OBE:	Terremoto base de operación (Operating Basis Earthquake)
PAB:	Sistema de refrigeración principal de agua de río (CNA II)
PAC:	Sistema de circulación de agua (CNA II)
PACG:	Pileta de Almacenamiento de Combustibles Gastados
PAR:	Recombinadores auto catalíticos pasivos (Passive Auto-catalitic Recombiners)
PE:	Sistema de refrigeración asegurada de agua de servicio (CNA II)
PGA:	Aceleración pico del suelo (Peak Ground Acceleration)
PGAS:	Programa de Gestión de Accidentes Severos
PL:	Sistema de máquina de carga (CNA I)
POEAs:	Procedimientos Operativos para Eventos Anormales
PS:	Sistema de botella basculante (CNA I)
PSHA:	Análisis probabilístico de riesgo sísmico (Probabilistic Seismic Hazard Analysis)
QD:	Sistema de control de presión (CNA I)
QF:	Bombas principales del sistema primario de transporte de calor (CNA I)
QM:	Sistema moderador (CNA I)
RDSI:	Red Digital de Servicios Integrados
RL:	Sistema de agua de alimentación principal (CNA I)
RLE:	Terremoto de revisión (Review Level Earthquake)
RPV:	Recipiente de presión del reactor (Reactor Pressure Vessel)
RR:	Sistema de refrigeración posterior (CNA I)
RSMC:	Centros Meteorológicos Regionales Especializados (Regional Specialized Meteorological Centers)
RX:	Sistema segundo sumidero de calor - SSC - (CNA I)
SACRGs:	Guías para el control de accidentes severos en sala de control (Severe Accident Control Room Guidelines)
SAGs:	Guías de accidentes severos (Severe Accident Guidelines)

SAMG:	Guías para la mitigación del accidente severo (Severe Accident Mitigation Guidelines)
SAT:	Enfoque sistemático de capacitación (Systematic Approach to Training)
SCGs:	Guías aplicables a desafíos severos (Severe Challenge Guidelines)
SAEGs:	Guías para salir de accidentes severos (Severe Accident Exit Guidelines)
SADI:	Sistema Argentino de Interconexión
SBO:	Pérdida de los suministros eléctricos externos e internos (Station Black Out)
SCDA:	Accidente con daño al núcleo severo (Severe Core Damage Accident)
SDCS:	Sistema de refrigeración en parada (CNE)
SDS1:	Sistema de parada del reactor mediante barras de corte (Shut Down System 1) - (CNE)
SDS2:	Sistema de parada del reactor mediante inyección de veneno neutrónico (Shut Down System 2) - (CNE)
SIEN:	Sistema de Intervención en Emergencias Nucleares
SEDA:	Sistema de Evaluación de Dosis en Accidentes
SL:	Nivel sísmico (Seismic Level)
SMA:	Evaluación de margen sísmico (Seismic Margin Assessment)
SMN:	Servicio Meteorológico Nacional de Argentina
SMS:	Sistema de control sísmico (Seismic Monitoring System)
SQUG:	Grupo de calificación sísmica del operador (Seismic Qualification Utility Group)
SPTC:	Sistema Primario de Transporte de Calor
SSEL:	Listado de equipos para la parada segura (Safe Shutdown Equipment List)
SSC:	Sistema Segundo Sumidero de Calor - RX - (CNA I)
TA:	Sistema de control de volumen (CNA I)
TB:	Sistema de inyección de venenos líquido (CNA I)
TJ:	Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (CNA I)
TJ-AP:	Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo de alta presión (CNA I)
TJ-BP:	Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo de baja presión (CNA I)
TL:	Sistema de ventilación de zonas controladas (CNA I)
TN:	Sistema de abastecimiento de agua (CNA I)
TR:	Sistema de tratamiento de líquidos radiactivos (CNA I)
Transener:	Empresa encargada de la administración, distribución y transporte de energía
TZ:	Sistema de desagües (CNA I)
UA:	Sistema de tratamiento de agua (CNA I)
UB:	Turbina hidráulica de descarga (CNA I)
UBA:	Edificio de maniobras (CNA II)
UBP:	Edificio de los generadores diesel de emergencia (CNA II)
UC:	Sistema de refrigeración principal (CNA I)
UHS:	Espectro uniforme de riesgos (Uniform Hazard Spectra)
UJ:	Sistema de abastecimiento de agua potable (CNA I)
ULE:	Combustible de uranio levemente enriquecido
UK:	Sistema de refrigeración asegurado de agua de río (CNA I)
UPD:	Sistema de agua de servicio (CNA II)
UY:	Sistema antiincendio de la CNA I
WANO:	Asociación Mundial de Operadores Nucleares (World Association of Nuclear Operators)
WMO:	Organización Mundial de Meteorología (World Meteorological Organization)
XK:	Sistema de generadores de emergencia (CNA II)
YR:	Sistema de parada por barras (CNA I)

1.1. EVALUACIÓN DE RESISTENCIA ADOPTADA POR EL FORO IBEROAMERICANO DE ORGANISMOS REGULADORES RADIOLÓGICOS Y NUCLEARES

Como consecuencia del accidente ocurrido el 11 de marzo de 2011 en la central nuclear japonesa de Fukushima, todos los países poseedores de centrales nucleares agrupados en el Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO) decidieron la realización de actividades tendientes a verificar el estado de la seguridad de dichas centrales ante escenarios provocados por eventos extremos más allá de las bases de diseño, similares a los observados en Fukushima.

En dicho contexto, durante la Conferencia Interministerial sobre Seguridad Nuclear realizada en Viena, Austria entre el 20 y 24 de junio de 2011, el 22 de junio se realizó una reunión entre los representantes de las Autoridades Regulatorias miembros del 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 Fukushima, 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) y el Grupo Regulatorio Europeo de Seguridad Nuclear (ENSREG, European Nuclear Safety Regulatory Group).

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, en una reunión técnica realizada en Madrid, España entre el 26 y el 30 de septiembre de 2011, se consensuó entre los miembros del FORO que operan centrales nucleares el contenido y el alcance de la mencionada evaluación, para que las correspondientes Autoridades Regulatorias (AR) la requieran a los titulares de las Licencias de Operación de las centrales nucleares en sus respectivos países

Además, en la mencionada reunión, se acordó que, una vez realizada dicha evaluación en cada central nuclear, y presentado el informe requerido a su AR, ésta a su vez presentaría 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 en una reunión técnica a ser realizada en Buenos Aires, Argentina entre el 18 y 22 de junio de 2012.

Como resultado de esta segunda reunión técnica está previsto que el FORO elabore un documento final que contenga un resumen ejecutivo con los resultados de la revisión conjunta y las conclusiones generales de los informes presentados por los reguladores. A su vez, dicho documento será elevado al Comité Técnico Ejecutivo y al Plenario del FORO para su aprobación. Finalmente, el mencionado documento final será reflejado en la Segunda Reunión Extraordinaria de la Convención sobre Seguridad Nuclear que estará dedicada a la aplicación de las lecciones aprendidas de Fukushima y que se llevará a cabo en agosto de 2012 en la sede del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

1.2. ACTIVIDADES REALIZADAS EN ARGENTINA

Respecto a las medidas decididas por la ARN relacionadas con el evento ocurrido en la central japonesa de Fukushima, la posición inicial fue evaluar la información recibida para incorporar las enseñanzas del accidente. No obstante, dado que en un principio no se conocían totalmente los detalles del mismo, la estrategia adoptada fue esperar a sacar conclusiones y decidir las correspondientes acciones cuando se dispusiera de información completa y consolidada sobre dicho evento.

En consecuencia, la ARN comenzó la búsqueda de toda la información relacionada con el evento ocurrido en Fukushima a los efectos de seguir su evolución para evaluar las lecciones aprendidas, determinar las posibilidades de aplicación en las centrales argentinas y mantener informado tanto a los organismos competentes involucrados como a la opinión pública en general.

En el contexto mencionado precedentemente, la ARN y la empresa Nucleoeléctrica Argentina S.A. (NA-SA), Titular de las Licencias de las centrales nucleares Atucha I (CNA I), Atucha II (CNA II, en etapa de realización de las pruebas pre-operacionales) y Embalse (CNE), comenzaron a mantener reuniones periódicas de discusión técnica sobre los distintos temas a considerar para reevaluar el estado de sus plantas ante la ocurrencia de eventos extremos más allá de las bases de diseño.

Por otra parte, las centrales nucleares argentinas efectuaron, en base a las recomendaciones de la Asociación Mundial de Operadores Nucleares (WANO, World Association of Nuclear Operators), un conjunto de inspecciones, revisiones y verificaciones, con el objetivo de verificar la capacidad de respuesta de las CNA I y CNE, ante la ocurrencia de eventos considerados tanto en las correspondientes bases de diseño como más allá de las mismas.

Como resultado de lo anterior y considerando las enseñanzas disponibles en ese momento sobre Fukushima, el 9 de septiembre de 2011 la ARN requirió a NA-SA, mediante el requerimiento regulatorio RQ-NASA-038, una Evaluación Integral de la Seguridad (evaluación de resistencia) de dichas centrales con vistas a detectar eventuales debilidades e implementar las correspondientes mejoras. La mencionada evaluación de resistencia fue posteriormente compatibilizada con el contenido de la evaluación consensuada en el seno del FORO.

El informe conteniendo la evaluación de resistencia de las CNA I, CNE y CNA II consensuada en el FORO incluye:

1. Los eventos iniciantes extremos concebibles en cada emplazamiento.
2. Las pérdidas de funciones de seguridad provocadas por cada evento iniciante considerado.
3. La gestión de los accidentes severos consecuentes.

Además, dicha evaluación contempla:

- a) La evolución en el largo plazo de los accidentes severos provocados por eventos extremos y la capacidad para recuperar / reparar los suministros de agua de refrigeración y electricidad hasta lograr una condición estable de la planta, con la finalidad de identificar las estrategias de reparación / recuperación más adecuadas y los elementos que deben estar disponibles para su implementación (indicando el cronograma previsto para disponer de los mismos).
- b) Las implicancias en la seguridad consecuentes de la existencia de múltiples reactores en el sitio de Atucha ante la ocurrencia de eventos extremos, identificando e implementando las medidas que eventualmente corresponda adoptar y los procedimientos para utilizar los medios existentes en una unidad para ser usados en la otra (indicando el cronograma previsto para disponer de los mismos).
- c) Estrategia de manejo de los elementos combustibles quemados (ECs) y, el diseño y comportamiento de los sistemas de almacenamiento de ECs ante la ocurrencia de los eventos extremos considerados. Determinación de las acciones previstas e indicar el cronograma para su implementación.

- d) Disposición de los equipos y componentes pertenecientes a los sistemas de seguridad y a los sistemas relacionados con la seguridad para asegurar que, ante la ocurrencia de los eventos extremos considerados, estos puedan seguir desempeñando la función para la cuál fueron diseñados. Si fuesen necesarias modificaciones, indicar las acciones previstas y el cronograma de implementación.
- e) Medidas de prevención, recuperación y mitigación de los accidentes caracterizados según lo indicado en los puntos 2 y 3. Consideración de las acciones automáticas y las acciones de los operadores establecidas en los procedimientos de operación en condiciones anormales, emergencias y de manejo de accidentes severos. Indicar el cronograma previsto para la implementación de las eventuales mejoras.
- f) Disponibilidad de los recursos existentes en las centrales nucleares para la respuesta a emergencias internas y externas ante la ocurrencia de los escenarios accidentales caracterizados según se indica en los puntos 1, 2 y 3. Además, para el tiempo transcurrido desde el inicio del accidente hasta que la ARN se haga cargo del manejo de la emergencia, se deberán incluir las provisiones para el planeamiento y el manejo de las acciones para dichas emergencias; incluyendo la protección del público y las comunicaciones. Para cada uno de los temas mencionados se deberán determinar las mejoras necesarias, su implementación y el cronograma previsto para disponer de las mismas.

El plazo establecido por la ARN para la presentación por parte de NA-SA de las evaluaciones de resistencia arriba mencionadas fue el 27 de abril de 2012 para las CNA I / CNE y el 31 de mayo de 2012 para la CNA II.

1.3. CONTENIDO DEL INFORME

El formato del presente informe se ajusta a la inclusión de los temas requeridos en la evaluación de resistencia de las centrales nucleares argentinas consensuados entre los miembros del FORO y, está compuesto por las siguientes secciones.

La sección 1 (Introducción) contiene detalles de la evaluación de resistencia adoptada por el Foro y de las correspondientes actividades realizadas en Argentina.

La sección 2 (Metodología Utilizada en la Evaluación de Resistencia) presenta las actividades generales desarrolladas por el Titular de la Licencia y por la ARN.

La sección 3 (Datos Generales de las Instalaciones y Uso de los APS) incluye una breve descripción de los sistemas que intervienen en los análisis requeridos, de los sumideros de calor existentes en el emplazamiento, y de las correspondientes cadenas de extracción de calor. Además, se muestra el alcance y los principales hallazgos de los Análisis Probabilísticos de Seguridad (APS) existentes y su empleo en la evaluación.

La sección 4 (Informe del Titular de la Licencia y Evaluación de la ARN), detalla las actividades específicas realizadas por el Titular de la Licencia y por la ARN respecto a los análisis y verificaciones llevados a cabo en relación con la ocurrencia de:

- 4.1. Eventos externos extremos (terremotos, inundaciones / bajantes, tornados, rayos y cargas de viento);
- 4.2. Pérdida de las funciones de seguridad (pérdida del suministro eléctrico y la conexión con los sumideros de calor);
- 4.3. Gestión de accidentes severos (se describen las acciones de mitigación previstas en el caso de que ocurra un daño severo que afecte tanto al reactor como a las piletas de almacenamiento de combustible gastado);
- 4.4. Manejo de la emergencia (resultados de la revisión de las actividades con la gestión post -accidente -emergencia externa-. Se incluyen temas tales como evaluación radiológica, criterios y mecanismos utilizados para la toma de decisiones, comunicaciones y actividades de remediación).

La sección 5 (Conclusiones) resume las conclusiones generales de las actividades de evaluación de resistencia.

En el Anexo I se presenta un listado de las mejoras y modificaciones que, como resultado de la evaluación de resistencia, está previsto implementar en cada central nuclear. Dicho listado incluye los correspondientes cronogramas para completar las actividades planificadas por cada Titular de la Licencia de Operación.

METODOLOGÍA UTILIZADA EN LA EVALUACIÓN DE RESISTENCIA

La evaluación de resistencia requerida a las centrales nucleares existentes en los países miembros del FORO consiste en una reevaluación de la seguridad para determinar los márgenes de seguridad existentes analizando el comportamiento de dichas centrales, ante la ocurrencia de eventos extremos que, al igual que los eventos ocurridos en Fukushima, provoquen consecuencias tales como la pérdida total de la alimentación eléctrica y el sumidero final de calor por un tiempo prolongado.

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

Para cada central nuclear, esta evaluación incluye la respuesta de la planta y la efectividad de las medidas preventivas, destacando cualquier debilidad potencial y cualquier situación límite (cliff edge) que se identifiquen en los análisis.

En resumen, lo que se requirió al Titular de la Licencia es que analicen las capacidades existentes en cada planta para hacer frente a escenarios como los arriba mencionados, considerando:

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

2.1. ACTIVIDADES REALIZADAS POR EL TITULAR DE LA LICENCIA

En cumplimiento de lo establecido en el requerimiento y ajustándose al alcance del mismo, las evaluaciones de los Titulares de la Licencia de cada planta consistieron en las siguientes verificaciones:

- Cumplimiento de lo establecido en las bases de diseño.
- Respuesta ante situaciones extremas, más allá de las bases de diseño, estimando los márgenes de seguridad disponibles e identificando las posibles situaciones límite.
- Existencia de adecuadas medidas de prevención y mitigación y propuesta de las eventuales mejoras.

Utilizando la Documentación Mandatoria, entre la que se incluye el Informe final de Seguridad, los Análisis Probabilísticos de Seguridad (APS), el Plan de Emergencia, el Manual de Operaciones, los procedimientos de operación, documentación de diseño y las Guías para el Manejo de Accidentes Severos, cada una de las plantas en operación ha efectuado un análisis de la capacidad existente para hacer frente a los escenarios generados por los eventos mencionados precedentemente, considerando tanto aspectos inherentes al diseño como a la organización para estimar los tiempos disponibles hasta la ocurrencia de la pérdida de las funciones de seguridad e identificar los medios requeridos para evitar o, un su defecto, minimizar las consecuencias de un accidente severo para el personal de planta y el público en general.

En consecuencia, el objetivo de la evaluación de resistencia realizada por el Titular de la Licencia de las mencionadas plantas fue determinar la robustez de las mismas ante dichos escenarios, la aptitud de las acciones de gestión de accidentes existentes e identificar las correspondientes mejoras para enfrentar los mencionados escenarios accidentales.

Como resultado de la evaluación de resistencia, en cada una de las plantas argentinas se ha decidido implementar un conjunto de mejoras que esta previsto sean efectivizadas paulatinamente hasta completar la totalidad de las mismas hacia finales de 2016 (ver Anexo I). En los casos que corresponda, el Titular de la Licencia deberá realizar los análisis / evaluaciones necesarios para el diseño de detalle de las mencionadas modificaciones.

2.2. ACTIVIDADES REALIZADAS POR LA ARN

Los análisis de las evaluaciones de resistencia presentadas por el Titular de la Licencia han sido realizados por los sectores de soporte técnico pertenecientes a la Gerencia de Licenciamiento y Control de Reactores Nucleares de la ARN.

A los efectos de cumplir en tiempo y forma con los plazos establecidos para la entrega de este informe, la ARN ha mantenido reuniones periódicas rutinarias y a demanda tanto entre el personal propio involucrado como con la contraparte de NA-SA. En dicho contexto se han realizado numerosas reuniones tanto de coordinación / organización de las distintas actividades como reuniones técnicas para discutir y analizar los distintos temas. Dichas reuniones se llevaron a cabo tanto en la ARN como en la sede central de NA-SA y en las distintas plantas.

La ARN ha evaluado el contenido de los informes de evaluación de resistencia presentados por el Titular de la Licencia de cada planta, verificando el cumplimiento de lo establecido en el requerimiento regulatorio RQ-NASA-038 (consensuado entre los miembros del FORO); mediante la consideración de los siguientes aspectos principales:

- Identificación de las eventuales debilidades.
- Implementación de las correspondientes mejoras.
- Respuesta de las plantas y efectividad de las medidas preventivas, destacando cualquier debilidad potencial y cualquier situación límite (cliff edge) identificada.
- Pérdida secuencial de las líneas de defensa en profundidad existentes, independientemente de su probabilidad de ocurrencia, suponiendo que no resultaron efectivas las medidas disponibles para gestionar adecuadamente estos escenarios.
- Análisis de la posibilidad de reforzar las capacidades existentes para enfrentar situaciones de accidente severo.
- Aptitud de las acciones de recuperación y mitigación previstas.

En virtud del cronograma establecido para la presentación de los informes de evaluación de resistencia, hasta el momento (mayo 2012) no se ha completado la revisión de la documentación de referencia utilizada por el Titular de la Licencia en la evaluación presentada. Además, dado que la actividad de dichos titulares continuará con la realización de los análisis / evaluaciones necesarios para el diseño de detalle de la implementación de las modificaciones propuestas, a lo cual se suma la probable necesidad de incorporar nuevas enseñanzas del accidente de Fukushima que vayan surgiendo en el futuro, está previsto continuar con las actividades regulatorias relacionadas con estos temas y consecuentemente se estima que será necesario realizar otros requerimientos regulatorios complementarios.

DATOS GENERALES DE LAS INSTALACIONES Y USO DE LOS APS

En Argentina existen dos centrales nucleares en operación, ubicadas en dos emplazamientos, la central nuclear Atucha I (CNA I) y la central nuclear Embalse (CNE) y una tercer central, la central nuclear Atucha II (CNA II) ubicada en el mismo emplazamiento que la CNA I, que recién está comenzando el proceso de licenciamiento.

A continuación se realiza una descripción general de las mencionadas centrales nucleares:

3.1. CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I (CNA I)

3.1.1. UBICACIÓN Y CARACTERÍSTICAS DEL EMPLAZAMIENTO

La CNA I está ubicada a 9 km de la localidad de Lima, municipalidad de Zárate, al noreste de la Provincia de Buenos Aires, aproximadamente a 115 kilómetros en dirección noreste de la Ciudad de Buenos Aires y junto al margen derecho del Río Paraná de las Palmas, sobre la denominada Vuelta del Pelado, en el km 134,8 de la Hidrovía Paraguay-Paraná.

El sitio del emplazamiento se encuentra al oeste de la orilla del mencionado río, en un acantilado de 23 metros de altura sobre el nivel cero del hidrograma del Riachuelo (nivel de referencia). Ningún accidente geográfico es digno de mención, a excepción de los mencionados acantilados sobre el lecho del Río Paraná de las Palmas.

Las CNA I y CNA II, están construidas dentro de un sitio de 95,6 hectáreas, pertenecientes a NA-SA, de las cuales la CNA I ocupa aproximadamente 30 hectáreas.

El ancho del Río Paraná de las Palmas en esta zona es de 425 metros y la profundidad en el centro es de 30 metros. Los caudales promedios del río dependen de la altura del mismo en su cauce superior, y su caudal instantáneo es regulado por la acción del viento y las mareas. El caudal del Río Paraná de las Palmas es de 3.700 m³/s en los meses de invierno (junio, julio, agosto y septiembre) y de 4.400 m³/s en los meses de verano (noviembre, diciembre, enero, marzo).

Los registros existentes sobre niveles del Río Paraná de las Palmas en el sitio correspondientes a valores históricos máximos y mínimos corresponden a 4,60 m (mayo de 1998) y 1,49 m (octubre de 1939) por encima del nivel cero del Riachuelo respectivamente.

Se considera que el efecto de la lluvia local es insignificante, dado que el drenaje natural de la cuenca en la que esta ubicado el emplazamiento es excelente y el efecto de la filtración en el suelo predomina sobre el escurrimiento superficial. El registro máximo histórico diario fue de 170 mm.

3.1.2. NÚMERO DE UNIDADES

La CNA I consta de una unidad. No obstante, en el sitio de Atucha, se encuentran la CNA I, en operación desde 1974 y la CNA II, actualmente en la etapa temprana de puesta en marcha. Además, se encuentra en los inicios la construcción de un prototipo del reactor CAREM.

3.1.3. PRIMERA CRITICIDAD

El reactor alcanzó la primera criticidad el 13 de enero de 1974, fue conectada al sistema eléctrico nacional el 19 de marzo y comenzó la operación comercial el 24 de junio de 1974.

3.1.4. DISTRIBUCIÓN GENERAL DE LA PLANTA

Los edificios y estructuras principales de la CNA I son:

- 1) El edificio del reactor.
- 2) El edificio auxiliar del reactor.
- 3) El edificio de almacenamiento de combustible.
- 4) El edificio de la turbina.
- 5) El edificio de conmutación.
- 6) El edificio de instalaciones secundarias.
- 7) Canal de ingreso de agua de refrigeración.
- 8) Edificio de ingreso de agua de refrigeración y casa de bombas de agua de servicio.
- 9) Pileta de agua de refrigeración.
- 10) Edificio de la turbina de agua.
- 11) Canal de descarga de agua de refrigeración.
- 12) Transformador de servicio Estación de Alto voltaje.
- 13) Transformador del Generador.
- 14) Transformador de la red eléctrica externa.
- 15) Segundo Sumidero de Calor.

En la CNA I existe una clara separación física entre las secciones nucleares y convencionales de la planta. El edificio del reactor, el edificio auxiliar del reactor y el edificio de almacenamiento de elementos combustibles constituyen la “zona controlada” en la cual están instalados todos los sistemas asignados a la sección nuclear. En este sentido, la radiactividad potencial está limitada a regiones definidas. Hay sólo un acceso controlado a la “zona controlada”.

El edificio del reactor contiene el reactor, el Sistema de Refrigeración del Reactor, el Sistema Moderador y equipamientos asociados. Su estructura externa está formada por un blindaje cilíndrico de hormigón armado con un recinto superior hemisférico y está fundada sobre una base de losa.

Todos los componentes de retención de alta presión de la planta se ubican dentro de la contención esférica de acero de 50 m de diámetro, que está construida como un recipiente de presión y fue diseñada para soportar la máxima presión asociada al peor caso considerado en el diseño.

Los sistemas y componentes secundarios y auxiliares que conducen baja presión (por ejemplo, Sistema de Remoción de Calor Residual, sistema de inyección de seguridad o sistema de almacenamiento de agua pesada) se alojan en el recinto anular del edificio del reactor, conformado por el espacio anular entre la parte cilíndrica de la contención de hormigón y la contención esférica de acero.

Un sistema de ventilación especial para el recinto anular asegura que, incluso en condiciones de accidente, las pequeñas fugas radiactivas de la contención son retenidas por los filtros de carbón vegetal, evitando posibles riesgos de radiación al medio ambiente.

El diseño del nivel inferior del edificio del reactor y la pesada estructura de hormigón interna, así como el enorme blindaje de hormigón exterior, proporcionan una buena protección contra las cargas sísmicas y otras cargas externas. Al mismo tiempo, la estructura interna subdivide el interior del edificio del reactor en compartimentos de operación y de servicios. Debido a esto, es que los sistemas especiales de ventilación son accesibles para la inspección y mantenimiento durante el funcionamiento del reactor, sin restricción y sin ningún tipo de medidas de protección especiales.

3.1.5. CARACTERÍSTICAS DEL REACTOR

El reactor de la CNA I es del tipo recipiente de presión presurizado con agua pesada (PHWR, Pressurized Heavy Water Reactor) de dos circuitos, una potencia térmica de 1179 MWt (357 MWe), diseñado y construido por la empresa alemana Siemens Aktiengesellschaft Company, por encargo de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA).

El diseño original de CNA I consideraba sólo al uranio natural como combustible, suministrando al comienzo de su operación comercial una potencia eléctrica de 340 MWe con una potencia térmica de 1100 MWt.

- En 1977 la potencia eléctrica fue incrementada a 357 MWe (335 MWe netos) y correspondientemente su energía térmica a 1179 MWt.

- Desde 1995 hasta 1999 se llevó a cabo una carga progresiva del reactor con uranio levemente enriquecido (0,85%), de modo tal que en el presente el núcleo contiene sólo elementos combustibles con uranio levemente enriquecido.

El núcleo del reactor es de forma aproximadamente cilíndrica y consta de 252 elementos combustibles de uranio enriquecido, situados en el mismo número de canales de refrigeración. Los elementos combustibles son manojos de 36 barras de combustible, que están dispuestas en forma compacta en cuatro anillos concéntricos que tienen 1, 6, 12 y 17 barras de combustible cada uno, más una barra estructural adicional situada en el anillo exterior. Cada barra de combustible se compone de pastillas de dióxido de uranio contenidas dentro de un tubo de pared delgada de zircaloy 4, que retiene los productos de fisión gaseosos y la presión interior. Cada elemento combustible, junto con el cuerpo de relleno y el tapón de cierre, forma las columnas de combustible. Los canales de refrigeración están dispuestos verticalmente en una red trigonal dentro del tanque del moderador. Cada canal de refrigeración contiene una columna de combustible.

Los canales de refrigeración están rodeados por el moderador, el cual está contenido en el tanque moderador. Para poder controlar la reactividad, el moderador se mantiene a una temperatura inferior a la del refrigerante del reactor. Esto se logra por el Sistema Moderador, que extrae el moderador del núcleo, lo enfría en el intercambiador de calor del moderador, y lo envía de nuevo al núcleo. El calor extraído del moderador se utiliza para precalentar el agua de alimentación. Esta es una de las razones de la alta eficiencia neta de la planta.

El Sistema de Refrigeración del Reactor y el Sistema Moderador están conectados por los orificios de igualación de presión de la tapa de cierre del tanque moderador. Por lo tanto, las diferencias de presión en el núcleo son relativamente pequeñas, lo que se traduce en paredes delgadas para los internos de la vasija de presión del reactor. Esto permite que se alcance un muy alto grado de quemado. Por otra parte, la conexión entre el Sistema de Refrigeración del Reactor y el Sistema Moderador permite el uso de sistemas auxiliares comunes para mantener la calidad necesaria del agua.

Con el fin de controlar la reactividad, y por lo tanto la potencia del reactor, se aplican diferentes métodos. El reactor contiene 24 barras de control "negras" (absorbedores de hafnio) y 5 barras de control "grises" (de acero). Las barras de control se utilizan para controlar la reactividad y la distribución de potencia, para compensar el aumento del envenenamiento por xenón después de una reducción de potencia del reactor, para proporcionar amortiguación de las oscilaciones azimutales de xenón, y para parar el reactor.

Además de las barras de control, el control de la reactividad es proporcionado por el sistema de dosificación de ácido bórico. La inyección o la extracción de ácido bórico sirven para compensar los lentos cambios de reactividad debido al quemado durante el período inicial de funcionamiento. La extracción del ácido bórico es realizada por intercambiadores de aniones.

Adicionalmente, se dispone de un sistema de inyección de boro como sistema secundario de parada independiente, que inyecta ácido bórico al moderador.

El recipiente de presión del reactor (RPV) constituye la barrera de presión del núcleo del reactor, donde están contenidos los componentes del núcleo y las partes internas del recipiente de presión del reactor. El recipiente de presión del reactor consta de una parte inferior, la tapa de cierre y los pernos y tuercas que conectan ambas secciones. La conexión se realiza a prueba de fugas por medio de un sello de labios soldados.

La mayoría de los internos de la vasija de presión del reactor forman la estructura del núcleo del reactor. El tanque moderador contiene todos los componentes del reactor, separa el moderador del refrigerante, y, junto con el recipiente de presión del reactor, forman el espacio anular para el ingreso de refrigerante. El fondo del tanque del moderador sirve como nivel inferior de fijación de los canales de refrigeración y los tubos guía de barras de control.

La tapa de cierre del tanque moderador forma el "plenum" (colector) superior para el refrigerante del reactor que sale por las ranuras de los canales de refrigeración. La tapa de cierre y el tanque del moderador forman en conjunto una unidad que mantiene los canales de refrigeración y los tubos guía de las barras de control en posición firme y sin desplazamientos durante todos los modos de operación, así como durante accidentes postulados. El tanque moderador y su tapa de cierre están suspendidos de la brida de la vasija de presión del reactor y son firmemente mantenidos en posición por la tapa de cierre del recipiente de presión.

Los canales de refrigeración consisten en tubos dispuestos verticalmente, que contienen las columnas de combustible, dirigen el flujo del refrigerante del reactor y separan el refrigerante del reactor del moderador que lo rodea.

El refrigerante del reactor fluye dentro de los canales de refrigeración en dirección ascendente. Después de pasar por el elemento combustible, deja el canal de refrigeración y entra en el plenum superior formado por la tapa de cierre del tanque moderador.

El cabezal de cierre del canal de refrigeración, junto con el tapón de cierre del refrigerante, forman el extremo resistente a la presión del canal de refrigeración. El mismo puede ser abierto por la máquina de recambio de combustible durante la operación del reactor, a fin de intercambiar la columna de combustible ubicada dentro del canal de refrigeración.

La cañería del moderador sirve para el abastecimiento, distribución y extracción del moderador en el interior del tanque del moderador. Las cañerías del moderador abarcan esencialmente las cañerías descendentes, el anillo difusor en la parte inferior del tanque del moderador, y las cajas de succión con sus boquillas en la tapa de cierre del tanque del moderador.

El moderador se dirige a través de las cañerías descendentes hacia el anillo difusor, donde es distribuido en el fondo del tanque moderador. Luego de subir y calentarse en el tanque moderador, el moderador fluye a las cajas de succión y deja el tanque del moderador a través de dos boquillas.

3.1.6. DESCRIPCIÓN DE LOS SISTEMAS RELEVANTES

Además del reactor, la planta contiene los grandes sistemas que caracterizan a las clásicas plantas de generación de energía eléctrica, una turbina de vapor y un generador eléctrico, como también los componentes, el equipamiento y los subsistemas requeridos para el funcionamiento de estos sistemas ubicados en sus secciones “nuclear” y “convencional”.

A continuación, se resumen brevemente los principales sistemas de seguridad y procesos de la instalación.

3.1.6.1. Sistema de Refrigeración del Reactor y Sistema Moderador

El Sistema de Refrigeración del Reactor transporta el calor generado en el núcleo del reactor y lo transfiere a través de los generadores de vapor al turbogruppo. El sistema está estructurado de forma similar a la de un reactor de agua ligera a presión, y consta de dos circuitos idénticos, cada uno compuesto por un generador de vapor, una bomba del refrigerante del reactor y las tuberías de interconexión, así como un presurizador en común.

El calor es transportado por el refrigerante del reactor desde el RPV a los generadores de vapor (intercambiador de calor con tubos dispuestos en forma de “U”) donde se refrigera y luego es bombeado nuevamente al RPV por las bombas del refrigerante del reactor.

El sistema presurizador está conectado a un circuito de refrigeración del reactor y básicamente consta del presurizador, la cañería de conexión, las cañerías y válvulas de rociado, y las válvulas de seguridad que protegen contra la sobrepresión al sistema de refrigeración.

El Sistema Moderador consiste en dos circuitos idénticos que funcionan en paralelo. Cada uno comprende un intercambiador de calor del moderador, una bomba del moderador, y las tuberías de interconexión con sus válvulas. El Sistema Moderador realiza varias funciones dependiendo del modo de funcionamiento del reactor.

Durante el funcionamiento normal, el Sistema Moderador mantiene el moderador a una temperatura inferior a la del refrigerante del reactor. El moderador deja la parte superior del tanque del moderador, fluye hacia las bombas del moderador, es bombeado a los intercambiadores de calor del moderador y fluye de vuelta hacia la parte inferior del tanque del moderador. El calor transferido en los intercambiadores de calor se utiliza para precalentar el agua de alimentación.

Para eliminar el calor residual el Sistema Moderador se conmuta al modo de eliminación de calor residual a través de las válvulas del moderador. En este modo de funcionamiento, el moderador se extrae del fondo del tanque del moderador por las bombas del moderador y es impulsado hacia las piernas frías de los lazos de refrigeración del reactor y también directamente hacia el espacio anular de entrada del refrigerante del reactor en el recipiente de presión del reactor a través de los intercambiadores de calor del moderador. El Sistema Moderador constituye el primer eslabón de la

cadena de remoción de calor residual. El calor residual se transfiere desde el Sistema Moderador al Sistema de Remoción de Calor Residual y luego al Sistema de Agua de Refrigeración de Servicio.

Durante la refrigeración del núcleo en situación de emergencia, el moderador sirve como un sistema de alta presión para la reinundación y refrigeración del núcleo. La alineación del sistema durante la refrigeración del reactor en emergencia es similar a la de la extracción de calor residual, pero además, se inyecta agua en las piernas calientes de los lazos de refrigeración del reactor y en el plenum superior del recipiente de presión del reactor. La cadena de eliminación de calor residual conectada a los intercambiadores de calor del moderador durante la refrigeración de emergencia del núcleo es la misma que durante la extracción de calor residual.

Una característica esencial del Sistema Moderador junto con el Sistema de Remoción de Calor Residual es, la de permitir que la condición de parada en caliente del reactor sea mantenida el tiempo que sea necesario, o el enfriamiento a un gradiente preestablecido, así como la refrigeración de emergencia del núcleo sin una descarga de vapor principal y, por lo tanto, sin un sumidero de calor adicional.

Todos los sistemas de la cadena de remoción de calor residual son de un diseño consistente de dos lazos. El Sistema de Remoción de Calor Residual actúa como una barrera entre el moderador activo y el agua de refrigeración de servicio, y evita el escape de radiactividad al agua de refrigeración de servicio en caso de pérdidas en un intercambiador de calor del moderador.

3.1.6.2. Sistema de Recambio de Elementos Combustibles

El reactor de uranio levemente enriquecido hace que sea posible, con el fin de obtener un mayor grado de quemado, mover de posición y reemplazar los elementos combustibles durante el funcionamiento de la central. El procedimiento de recambio es llevado a cabo por una máquina de recambio. El Sistema de Transporte de Elementos Combustibles se encuentra en el edificio del reactor y en el edificio de las piletas de almacenamiento de combustible. Los principales componentes del Sistema de Transporte de Combustible son: la máquina de recambio, el dispositivo basculante con la estructura de soporte, el tubo de transferencia de combustible, las piletas de combustible y los sistemas auxiliares e instalaciones de mantenimiento correspondientes. El procedimiento de recambio de combustible es totalmente automatizado y controlado desde la sala de control.

La máquina de recambio de combustible es movida desde una posición de mantenimiento en la sala de mantenimiento de las máquinas de recambio, por control remoto, a una posición previamente seleccionada del canal de refrigeración en el reactor, en el que se centra la máquina.

La igualación de presión tiene lugar entre la máquina de recambio de combustible y el reactor antes de abrir la válvula de aislamiento de la máquina de recambio de combustible y abrir el cierre del canal refrigerante. Después de esto, la columna de combustible se retira a una posición vacía en el tambor de la máquina de recambio.

Luego, el tambor rota de tal manera que una columna de combustible con un elemento combustible parcialmente quemado o con un elemento combustible nuevo se coloca sobre el canal de refrigeración abierto. Esta columna de combustible desciende a la posición de canal refrigerante y el cierre del canal refrigerante es bloqueado nuevamente. Después de cerrar la válvula de aislamiento de la máquina de recambio de combustible se lleva a cabo un chequeo de estanqueidad del cierre. Luego, la máquina de recambio de combustible es removida de la vasija de presión del reactor y colocada verticalmente por encima del dispositivo basculante. El dispositivo basculante tiene las siguientes funciones en la secuencia indicada:

- Retiro de la columna de combustible con el elemento combustible gastado.
- Remoción del calor de decaimiento, por el enfriamiento con agua pesada.
- Secado y enfriamiento del elemento combustible quemado con gas.
- La inundación y la refrigeración del dispositivo basculante con agua liviana.
- La inclinación a la posición horizontal y la conexión con el tubo de transferencia de combustible.
- Transferencia del elemento combustible al tubo de transferencia de combustible.

Cuando una nueva columna de combustible es transportada desde el edificio de piletas de combustible al dispositivo basculante a través del tubo de transferencia, y luego de allí, a la máquina de recambio de combustible, el proceso de refrigeración y el cambio del medio de refrigeración se lleva a cabo en el orden inverso. El dispositivo basculante toma la columna de combustible desde el tubo de transferencia de combustible y la gira de una posición horizontal a una posición vertical.

Con este Sistema de Transporte de Combustible, también es posible transportar los elementos combustibles semi-quemados del edificio de la pileta de combustible al reactor.

3.1.6.3. Sistemas Auxiliares y Secundarios del Reactor

Los sistemas auxiliares son básicamente organizados de la misma manera que los sistemas auxiliares de las centrales PWR. Los sistemas auxiliares trabajan junto con el Sistema de Refrigeración del Reactor y el Sistema Moderador para garantizar las condiciones químicas especificadas del refrigerante y moderador. Los sistemas que contienen agua pesada están estrictamente separados de los sistemas que contienen agua liviana para evitar la degradación del agua pesada. Las tareas principales de los sistemas auxiliares son:

- Almacenamiento de agua pesada.
- Control de volumen, suministro de agua de sellos.
- Tratamiento y enriquecimiento de agua pesada.
- Dosificación de ácido bórico y alimentación química al circuito primario.
- Rápida inyección de boro.
- Refrigeración de los componentes nucleares.
- Refrigeración de la pileta de combustible.
- Suministro de fluidos auxiliares a la máquina de recambio.
- Compensación de pérdidas.
- Remoción del calor de decaimiento del núcleo, refrigeración de emergencia del núcleo.

Los sistemas auxiliares y secundarios se encuentran principalmente en el edificio auxiliar y en parte en el recinto anular del edificio del reactor.

3.1.6.4. Sala de Control Principal

La sala de control principal de la CNA I contiene el equipamiento operativo y de información para el control y vigilancia de los sistemas de la planta. Esto significa que el control manual, el ajuste de los parámetros de control del reactor, sistemas auxiliares importantes del reactor, el ciclo de agua de alimentación/vapor, la turbina, el generador y el sistema de energía auxiliar se controlan desde la sala de control principal.

En la sala de control principal también hay paneles de control adicionales, que incluyen el sistema de alarma contra incendios, la vigilancia de áreas, etc.

3.1.6.5. Sistemas de Suministro Eléctrico

La CNA I tiene dos conexiones a la red físicamente independientes. Una de ellas es a la red de 220 kV y la otra a la red de 132 kV. Además, el concepto básico permite el suministro de potencia desde el generador de la planta en caso de perturbaciones en la red luego de un rechazo de carga. El sistema de suministro de energía de emergencia con generadores diesel será requerido sólo en el caso de una pérdida simultánea de las tres fuentes alternativas.

Algunas cargas específicas, principalmente de control e instrumentación, son alimentadas por los rectificadores y convertidores o por medio de baterías con corriente continua.

El generador alimenta la red de 220 kV a través de un transformador del generador, y suministra la energía necesaria para los servicios auxiliares de la planta a través de un transformador de servicio de la estación de alta tensión.

El transformador de servicio de la estación de alta tensión o el transformador del sistema externo alimentan dos barras de alta tensión separadas (cada una de 6,6 kV), a las que están conectados las grandes cargas auxiliares y los transformadores para los disyuntores de baja tensión.

Si el sistema de energía de servicio falla, ciertos equipos (bombas, etc.) son necesarios para eliminar el calor residual y para operar la planta en condiciones seguras. Este equipo debe permanecer en operación o tiene que ser puesto en servicio, y por lo tanto debe ser alimentado con energía de emergencia.

El sistema eléctrico de la CNA I puede ser dividido en dos grandes subsistemas: el sistema de energía externo y el sistema de energía interno.

El sistema de energía externo está constituido por las líneas de transmisión de 220 kV y 132 kV, que conectan la CNA I con dos sub-estaciones pertenecientes a la red eléctrica nacional.

En caso de un fallo simultáneo de la red principal y el turbogruppo, la red de 132 kV proporciona la energía necesaria para llevar la planta hasta la condición de "parada caliente".

El sistema de energía interno consiste, a su vez, en dos subsistemas: el sistema de energía auxiliar ("sistema normal") y el sistema de energía de emergencia.

El sistema de energía auxiliar proporciona la energía para las cargas de la planta que son necesarias durante la operación normal, puesta en marcha y salida de servicio. Se subdivide en dos trenes (6,6 kV barras BA y BB), que son alimentadas normalmente por el transformador de servicio de alta tensión de la planta.

Este transformador se alimenta ya sea por el generador o por la red de 220 kV, a través del transformador del generador. Para la operación en parada o después de una pérdida del suministro normal de energía de la red y el generador, puede ser alimentado por el suministro de energía externa a través del transformador del sistema externo. El suministro desde el sistema de energía externo está disponible a través de una conmutación automática.

El sistema de suministro de energía de emergencia se describe en el punto 3.1.6.6.4.

3.1.6.6. Sistemas de Seguridad

La filosofía de seguridad en que se basa el diseño cumple, en todas las condiciones concebibles de la planta, los siguientes requisitos básicos:

- El reactor puede ser parado con seguridad y mantenido en tal condición durante períodos prolongados (el calor de decaimiento puede ser removido en forma confiable).
- Cualquier liberación de radiactividad está dentro de los límites establecidos por la normativa sobre protección radiológica.

Los sistemas de seguridad básicos previstos son:

- Sistema de Parada Rápida del Reactor.
- Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo.
- Sistema de Contención.
- Sistema de Energía Eléctrica de Emergencia (sistema relacionado a la seguridad).
- Sistema Segundo Sumidero de Calor.

Con el fin de cumplir con los requisitos de seguridad, incluso durante los accidentes internos y externos considerados, se establecieron los siguientes principios de diseño:

- Multiplicidad de características de seguridad.
- Redundancia de los sistemas de seguridad y de sus sistemas auxiliares.
- Diversidad de las partes importantes del sistema de protección del reactor.
- La separación física y/o la protección mediante muros de concreto de los sub-sistemas redundantes.
- Protección de los sistemas de seguridad contra accidentes externos.
- Realización de pruebas periódicas de los sistemas de seguridad.

La misión de los sistemas de seguridad es evitar cualquier daño a las barreras de radiactividad (defensa en profundidad) en caso de anomalías de funcionamiento y en las situaciones accidentales con el fin de cumplir con los requisitos de la filosofía de seguridad.

3.1.6.6.1. Sistema de Parada Rápida del Reactor

El sistema de seguridad de Parada Rápida del Reactor consiste en dos sub-sistemas de parada independientes, redundantes y diversos: el sistema de parada por barras (YR, primer sistema de parada independiente) y el sistema de inyección de veneno líquido (TB, segundo sistema de parada independiente).

Sistema de parada rápida por barras (YR)

La función de seguridad del sistema de parada por barras es detener el reactor cuando se detecta una anomalía o un apartamiento de las condiciones establecidas para la operación normal, mediante la inserción de 24 barras de corte (sistema YR) constituidas por Hafnio como material absorbedor de neutrones.

Las 24 barras de corte del sistema YR poseen un valor de reactividad de 80 mk. Ante la señal de corte del reactor se produce la caída de las barras que durante operación normal se encuentran afuera del núcleo del reactor, mantenidas en esa posición suspendidas magnéticamente. La caída de dichas barras se produce por acción de la gravedad, al interrumpirse la corriente que energiza las bobinas de sujeción de las barras de control.

El diseño prevé que, si en el caso eventual de ser demandada la actuación de este sistema, la introducción de reactividad negativa fuera insuficiente para detener el reactor, automáticamente se dispara el sistema de inyección de veneno líquido (ácido deuterio-bórico).

Sistema de parada rápida por inyección de venenos líquidos (TB)

El sistema TB está diseñado para actuar automáticamente en caso de falla del sistema YR inyectando automáticamente ácido bórico en el moderador, con lo que el reactor pasa inmediatamente al estado subcrítico. Además, el disparo de este sistema se puede efectuar manualmente desde sala de control.

El sistema TB está compuesto por tres tramos de alimentación, independientes entre sí, y consta de dos compresores de alta presión que mantienen presurizado en cada tramo un acumulador de presión conformado por un recipiente conectado con el correspondiente depósito de ácido bórico a través de tuberías provistas de una válvula de apertura de accionamiento electroneumático que actúa como órgano de disparo. El sistema está separado del recipiente de presión por membranas rompibles dispuestas en las líneas de inyección.

El sistema está diseñado para actuar en caso una caída brusca de presión del circuito primario o cuando se produce la parada rápida del reactor coincidente con una inserción insuficiente / pequeña de las barras del sistema YR.

3.1.6.6.2. Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo

El sistema de refrigeración de emergencia del Núcleo (TJ) está compuesto por dos subsistemas: sistema de refrigeración de emergencia del núcleo de alta presión (TJ-AP) y el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo de baja presión (TJ-BP).

Las señales de iniciación para activar el sistema son originadas por el sistema de protección del reactor con triple redundancia, según lógica 2/3 y automáticamente ante baja presión del sistema primario, caída brusca de la presión del sistema primario y bajo nivel en el presurizador.

Sistema TJ-AP

La función del TJ-AP es reponer rápidamente inventario de refrigerante inmediatamente después de la ocurrencia de un LOCA grande o medio. Este sistema está compuesto por dos circuitos redundantes, separados e independientes, cada uno de los cuales está compuesto por un depósito de gas acumulador de presión, que en operación normal se encuentra separado por válvulas electromagnéticas de dos depósitos de agua conectados con el circuito primario de refrigeración mediante tuberías que cuentan con válvulas de aislación y discos de ruptura para separar dicho circuito del sistema TJ-AP. En caso de ser demandada la inyección, dichos discos de ruptura se rompen por diferencia de presión y abren el acceso al circuito primario de refrigeración permitiendo la inyección de agua para remojar y rellenar el núcleo en una etapa temprana de un accidente con pérdida de refrigerante.

Sistema TJ-BP

El sistema TJ-BP cumple la función de refrigeración de emergencia del núcleo en caso de accidente con pérdida de refrigerante, una vez superada la fase inicial del transitorio de alta presión. El sistema TJ-BP suministra al sistema primario un caudal de inyección a baja presión, utilizando el inventario de agua disponible en los sumideros del edificio del reactor inundando el núcleo en el caso de roturas severas, removiendo el calor residual del núcleo y suministrando agua de recirculación para el largo plazo.

El sistema TJ-BP está constituido por dos circuitos equivalentes, separados e independientes. Cada uno de estos circuitos tiene dos bombas de inyección de seguridad que hacen circular el agua que toman del sumidero del edificio del reactor a través de los intercambiadores de calor del sistema moderador para extraer el calor residual y la inyectan en el núcleo vía el sistema moderador para asegurar la refrigeración del mismo en el largo plazo.

Dichos circuitos están separados del sistema del moderador mediante discos de ruptura que soportan la diferencia de presión con el sistema primario. En caso de inyección, estas membranas se rompen

cuando la presión en el sistema primario ha disminuido por debajo de 25 ata, con una diferencia de presión de 5 ata, permitiendo el ingreso de agua al sistema primario.

3.1.6.6.3. Sistema de Contención

El Sistema de Contención está compuesto por varios sub-sistemas básicos: la contención de concreto, la contención de acero, el sistema de aislamiento de la contención y el sistema de extracción de aire del espacio anular del edificio del reactor.

La principal función del sistema de contención está dada por su carácter de barrera de retención de los productos radioactivos presentes y de blindaje de las radiaciones. Cumple además la función de protección contra sucesos externos (proyectiles, explosiones, etc.) que pudieran afectar las estructuras, equipos y componentes que se encuentran en su interior.

Con objeto de evitar la liberación de material radiactivo al exterior de la envuelta como consecuencia de un accidente de pérdida del refrigerante primario, el edificio del reactor está confinado en una esfera de contención de acero estanca y resistente a la presión. Todas las penetraciones de tuberías, cables y accesos de personal que atraviesan la esfera de contención están diseñadas de manera que cumplan esta condición en cualquier caso.

La contención es la última barrera para confinar los productos radioactivos y mitigar las consecuencias de un accidente. Con lo cual, posee las siguientes funciones:

- Contención de los productos radioactivos.
- Blindaje contra radiaciones directas.
- Manejo controlado de la liberación.
- Protección contra sucesos externos.

Estructuralmente esta constituido por una esfera de acero estanca y resistente a la presión, cuyo diámetro interior es de 50 metros, rodeada por un apantallamiento exterior de hormigón. A continuación, se listan los sub-sistemas pasivos y activos que integran el sistema de contención:

- Esfera de acero o contención primaria (resistente a la presión).
- Esclusas y penetraciones de la esfera (esclusa para personal, de emergencia, de elementos combustibles, penetraciones eléctricas, pasacaños, compuerta de montaje, brida superior).
- Envoltente de hormigón (blindaje y protección contra sucesos externos).
- Sistema de aislación de la esfera.
- Sistema de aspiración y filtrado de la atmósfera del recinto anular.

El criterio para determinar la eficacia de la contención es el de acotar la tasa de fugas durante el período de excursión de presión. La envuelta de acero está diseñada para soportar una sobre presión de 2,8 ata y 125 °C de temperatura. La presión de diseño es la que resulta en el máximo accidente de pérdida de refrigerante considerado y rotura simultánea de una tubería de vapor vivo, en que se libera la entalpía contenida en la masa total del sistema primario (refrigerante-moderador) y el contenido total de vapor y agua de alimentación de un generador de vapor, que pasan a la contención. A la presión de diseño se admite una fuga de 0,5% del volumen de la esfera cada 24 horas. La presión de prueba es 1,1 veces la presión de diseño.

El edificio de hormigón cuenta con capacidad para manejar la atmósfera interior haciendo pasar el aire contaminado a través de filtros antes de enviarlo al exterior.

El sistema de aislamiento de la contención está diseñado para actuar ante la ocurrencia accidentes con pérdida de refrigerante (LOCA) que generen una sobre-presión en la esfera superior a 200 mm de columna de agua (c.d.a). En condiciones de aislamiento de la contención, el calor generado por los distintos equipos existentes en su interior se disipa mediante el sistema de circulación. Además, se cierra la salida de vapor a la turbina y al "by pass" del condensador y las válvulas de venteo de vapor a la atmósfera permanecen bloqueadas durante 30 segundos (estas acciones aíslan los generadores de vapor del lado vapor quedando sólo disponibles las válvulas de seguridad que ventean a la atmósfera).

3.1.6.6.4. Sistema de Energía Eléctrica de Emergencia

El objetivo de este sistema es abastecer los suministros eléctricos esenciales ante la pérdida de la alimentación eléctrica externa y del generador principal de la planta. Es decir que proporciona la energía necesaria para la parada segura del reactor, para mantenerlo en la condición de parada, para la eliminación del calor residual y para evitar la liberación de radiactividad durante el funcionamiento normal y condiciones de accidente.

El sistema de energía de emergencia está dividido en trenes redundantes separados tal como los demás equipos de seguridad. En condiciones normales de funcionamiento, los dispositivos de distribución auxiliar del sistema eléctrico auxiliar alimentan al sistema eléctrico de emergencia. Para evitar la pérdida de energía en caso que el sistema auxiliar de energía falle, cada uno de los trenes redundantes en el sistema de energía de emergencia está equipado con un generador diesel de arranque rápido.

Se subdivide en dos trenes, barras ininterrumpibles BU y BV de 6,6 kV, que son normalmente alimentadas por las barras BA y BB de 6,6 kV, así como por el grupo turbina generador impulsado por agua (ubicado en el edificio de la turbina de agua).

Durante las situaciones de emergencia sólo se alimentan las cargas relacionadas con la seguridad. Para aquellas situaciones en las que están disponibles una o más de las tres posibilidades de suministro de energía antes mencionadas, las barras BU y BV siguen siendo alimentadas por las barras BA y BB. En este último caso, la condición del voltaje ininterrumpido en BA y BB es inicialmente alcanzado por el suministro de los generadores diesel de emergencia.

Dado que el mencionado grupo turbina generador impulsado por agua está conectado a la barra BV, ante una situación de emergencia este turbo-generador continúa suministrando energía después de la señal de emergencia durante un período de 40 segundos; durante dicho período arrancan los generadores diesel de emergencia y son conectados a las barras BU y BV.

Los generadores diesel de emergencia son tres unidades redundantes, y basta con que dos de ellos estén en funcionamiento para suministrar la energía necesaria a todas las cargas alimentadas por las barras BU y BV. Cada generador diesel de emergencia está, a su vez, constituido por diferentes subsistemas principales y auxiliares, tales como el subsistema de arranque, el subsistema de lubricación, etc.

3.1.6.6.5. Sistema Segundo Sumidero de Calor

Como resultado del APS se decidió implementar una importante modificación al diseño original de la instalación consistente en la construcción de un sistema adicional de remoción del calor residual del núcleo a través del sistema secundario mediante los generadores de vapor (GV), independiente del existente, denominado Segundo Sumidero de Calor (SSC), cuyo principal objetivo es asegurar una vía de disipación del calor residual del núcleo a través de los GV, fundamentalmente para hacer frente a la eventualidad en que no estuvieran disponibles el sumidero de calor normal o la cadena de refrigeración posterior. El SSC está operativo desde el año 2003.

El SSC constituye un sumidero de calor adicional diseñado de manera de resultar absolutamente independiente de los sistemas existentes en planta y consiste en un sistema de suministro agua de alimentación a los GV, separado e independiente que provee la alimentación necesaria desde un recipiente de almacenamiento de agua de uso exclusivo a través de dos líneas redundantes, cada una de las cuales posee instrumentación y equipamiento de control y alimentación eléctrica separada e independiente. Es decir que, en cada una de estas líneas, se dispone de un motor diesel que comanda a un generador eléctrico (acoplado mecánicamente en forma directa) y a una bomba de alimentación (acoplado mediante engranajes).

Además, el sistema SSC está previsto para actuar aliviando y controlando la presión de vapor vivo del sistema secundario mediante dos líneas separadas, redundantes e independientes de válvulas de descarga de vapor a la atmósfera y de seguridad.

El SSC permanece en espera (stand by) durante operación normal y aislado, tanto del sistema de agua de alimentación como de los GV. El SSC puede ser demandado debido a dos causas: para realizar pruebas periódicas de vigilancia (manualmente) o ante la aparición de las siguientes señales del sistema de protección del reactor (automáticamente):

- Nivel de agua bajo en los GV;
- Nivel de alto bajo en los GV;
- Tensión de las barras de suministro eléctrico de emergencia menor al 80% de su valor nominal;
- Baja frecuencia de las barras de suministro eléctrico de emergencia;

3.1.7. SUMIDERO DE CALOR

El sumidero principal de calor de la CNA I está constituido por el sistema de refrigeración asegurado de agua de río (UK) que extrae agua del Río Paraná de las Palmas, a través de la toma de agua,

mediante tres bombas helicoidales que impulsan el agua a través de dos tuberías hasta los puntos de refrigeración en el edificio de turbina, el edificio de instalaciones auxiliares y el recinto anular.

La extracción del calor residual del núcleo del reactor una vez detenido el mismo se realiza inicialmente mediante los GV directamente a través del condensador donde el calor es transferido al sistema de refrigeración principal (UC) y de allí al sistema UK. A continuación, el sumidero final para la evacuación de calor residual del núcleo del reactor en condición de parada (a través de los sistemas del moderador y de remoción del calor residual), la refrigeración de los sistemas auxiliares y la refrigeración de las piletas de almacenamiento de combustible gastado también lo constituye el mencionado sistema UK.

Además, existe un sumidero de calor alternativo e independiente de los anteriores constituido por el sistema SSC (ver 3.1.6.6.5.), previsto para extraer el calor residual del núcleo del reactor, a través de los GV y venteando a la atmósfera, ante la eventualidad de la indisponibilidad de los sumideros de calor mencionados precedentemente.

3.1.8. ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE GASTADO

Los elementos combustibles gastados se almacenan bajo agua (almacenamiento húmedo) en dos piletas (piletas 1 y 2) en el edificio de piletas I y en cuatro piletas (piletas 3, 4, 5 y 6) en el edificio de piletas II, ubicados fuera del edificio del reactor y a nivel del suelo. Las piletas de almacenamiento de combustible gastado son de hormigón armado revestido con una envuelta de acero inoxidable (linner). El espesor del hormigón es de 1,5 metros y el espesor de acero austenítico es 3 mm en las paredes y 4 mm en el fondo.

La capacidad de almacenamiento es de 3240 EC en las piletas pertenecientes al edificio de piletas I y 8204 EC en las piletas del edificio II. En la actualidad se encuentra casi colmada la capacidad de almacenamiento del edificio de piletas I (97%), en tanto que la capacidad de almacenamiento del edificio de piletas II se encuentra ocupada en un 87%).

Cada una de las piletas dispone de un sistema de refrigeración abierto que utiliza agua desmineralizada, cuya finalidad es extraer el calor de decaimiento de los elementos combustibles almacenados. Cada circuito consta de dos intercambiadores de calor (2x50%), dos bombas de circulación (2x100%), una instalación de depuración, las tuberías de unión y accesorios. En operación normal se emplea el servicio de una bomba y un intercambiador. Los mencionados intercambiadores entregan el calor residual al sistema UK que se encuentra a mayor presión que el agua de las piletas de modo tal que, en caso de fugas, se evite que las mismas lleguen al río.

3.2. CENTRAL NUCLEAR ATUCHA II (CNA II, EN ETAPA DE PRUEBAS PRE OPERACIONALES)

La CNA II - del tipo PHWR de 700 MWe - fue diseñada por Siemens, con participación de ENACE (Empresa Nacional de Energía S.A.) como arquitecto ingeniero al comienzo del proyecto. La Licencia de Construcción de CNA II se emitió el 14 de julio de 1981. El proceso de construcción y puesta en marcha se encuentra desde 1994 bajo la directa responsabilidad de la entidad estatal NA-SA, en su carácter de Titular de la Licencia.

3.2.1. UBICACIÓN Y CARACTERÍSTICAS DEL EMPLAZAMIENTO

La CNA II está ubicada a unos 115 km al noroeste de la ciudad de Buenos Aires, en la ribera sur del Río Paraná de las Palmas, a 9 km de distancia del pueblo de Lima, Partido de Zárate, Provincia de Buenos Aires. La central se encuentra ubicada en el terreno adyacente al este de la CNA I y las características del emplazamiento son las mismas que se detallan para esta última (punto 3.1.1).

3.2.2. NÚMERO DE UNIDADES

La CNA II consta de una unidad. No obstante, en el sitio de Atucha, en las cercanías se encuentran la CNA I y en una temprana etapa de construcción el prototipo del reactor CAREM.

3.2.3. PRIMERA CRITICIDAD

No corresponde. La CNA II aún no ha sido puesta a crítico dado que se encuentra en el inicio de su puesta en marcha.

3.2.4. DISTRIBUCIÓN GENERAL DE LA PLANTA

Los principales edificios y estructuras de la CNA II son:

- Edificio del reactor, incluyendo la estructura anular de contención.
- Edificio auxiliar del reactor con la torre de enriquecimiento de agua pesada y la chimenea de venteo.
- Edificio de almacenamiento de elementos combustibles, con áreas de almacenamiento para combustibles nuevos y gastados.
- Edificio de conmutación, incluyendo la sala de control de la planta.
- Edificio de la turbina.
- Edificio de almacenamiento de combustibles.
- Edificio de alimentación eléctrica de emergencia y de agua de refrigeración de emergencia.
- Compartimento de válvulas principales de vapor y de agua de alimentación.

La CNA II cuenta con una clara separación física entre el área nuclear y convencional de la planta. El edificio del reactor, junto con el anular, el edificio auxiliar del reactor y el edificio de almacenamiento de combustibles, constituyen el “área controlada” en la cual se instalan todos los sistemas asignados al área nuclear. De ese modo, la radiactividad que surge se limita a regiones definidas. Existe sólo un acceso controlado para el “área controlada”.

Todos los componentes de retención de presión del sistema nuclear de suministro de vapor, tales como el reactor, el Sistema de Refrigeración del Reactor, el Sistema Moderador y los equipos asociados a éste, se encuentran dentro del edificio del reactor, el cual está rodeado por la contención esférica interna de acero y una cobertura de hormigón como blindaje externo. La estructura de contención está diseñada para la presión máxima asociada con el peor evento tomado en cuenta en el diseño.

Un sistema especial de ventilación para el espacio anular asegura que aún bajo condiciones accidentales, las pequeñas pérdidas radiactivas de la contención se retienen mediante filtros de carbón, previniendo de este modo cualquier riesgo de radiación en el ambiente. Los sistemas necesarios para el recambio de combustibles durante la operación también están contenidos en la estructura de contención.

En la parte inferior del espacio anular, entre la esfera de contención y la cobertura de hormigón, se ubican varios sistemas auxiliares y secundarios, como por ejemplo el Sistema de Remoción de Calor Residual, el Sistema de Inyección de Seguridad, de almacenamiento de agua pesada y componentes del Sistema de Refrigeración del Reactor.

El edificio auxiliar del reactor linda con el edificio del reactor y lo circunda parcialmente, permitiendo así conexiones cortas con los equipos ubicados en el espacio anular del edificio del reactor.

El edificio de almacenamiento de combustibles gastados está fuera del edificio del reactor y se encuentra a nivel del suelo.

El edificio de conmutación proporciona alojamiento a:

- Conmutador de alto voltaje.
- Canales de cables debajo de los sistemas de CC.
- Batería, rectificadores, tableros de distribución de CC.
- Canales de cables, instrumentación y control.
- Gabinete para la instrumentación y control.
- Conductos de ventilación, canales de cables debajo de la sala de control.
- Sala de control principal, sala de computadoras, sistemas de ventilación.
- Sistema de aire de venteo.

El transformador de energía externo se encuentra ubicado al frente del lado longitudinal del edificio del reactor frente al edificio de la turbina.

El edificio de la turbina se encuentra ubicado de modo adyacente al edificio del reactor con el eje de la turbina en dirección al edificio del reactor. Esto provee la máxima protección del edificio del reactor en caso que ocurra el evento altamente improbable de rotura del rotor de la turbina.

El edificio de suministro de agua y energía de emergencia posee dos pisos de servicio. Asimismo, el edificio se subdivide en cuatro secciones iguales de construcción similar que albergan a los sistemas y equipos redundantes. Los tanques de almacenamiento de combustible diesel, las bombas, los intercambiadores de calor de refrigeración de componentes asegurados, el sistema de recirculación de aire y las salas de distribución de cables y cañerías se encuentran en el piso inferior. Los generadores de energía de emergencia con su conmutador y las unidades de refrigeración de agua se encuentran instalados en el piso superior.

3.2.5. CARACTERÍSTICAS DEL REACTOR

El reactor de la CNA II es del tipo de recipiente de presión, implementado en el PHWR de 700 MWe deriva de la CNA I y del PWR estándar de 1300 MWe de diseño KWU. Emplea combustible de uranio natural o levemente enriquecido y es moderado y refrigerado con agua pesada. La energía térmica total es de 2160 MWt.

El núcleo del reactor es de forma aproximadamente cilíndrica y consta de 451 elementos combustibles de uranio natural ubicados en el mismo número de canales de refrigeración. Cada elemento combustible consiste en 37 barras combustibles dispuestas en tres ciclos concéntricos, la placa de soporte de la barra, los espaciadores para alinear las barras combustibles y el enlace con un acople para la conexión al cuerpo de relleno. Cada elemento combustible, junto con el cuerpo de relleno y el tapón de cierre, forman la columna de combustible. Los canales refrigerantes se disponen de manera vertical en una red triangular dentro del tanque del moderador. La columna de combustible puede removerse de los canales refrigerantes durante la operación del reactor mediante la máquina de recambio.

Los canales refrigerantes están rodeados por el moderador, el que se encuentra dentro del tanque del moderador. Por razones de radiactividad, el moderador se mantiene a una temperatura inferior a la del refrigerante del reactor; lo que se logra mediante el Sistema Moderador, el cual extrae el moderador del núcleo, lo enfría en los intercambiadores de calor del moderador y lo devuelve al núcleo. El calor removido del moderador se utiliza para el pre-calentamiento del agua de alimentación a los GV.

El Sistema de Refrigeración del Reactor y el Sistema Moderador están conectados mediante las aperturas de ecualización de presión de la tapa del tanque del moderador. Para el control de la reactividad, se aplican varios métodos. El reactor contiene nueve barras de control "negras" (absorbentes de hafnio) y nueve "barras grises" (de acero) dispuestas en tres grupos. Los elementos de control se utilizan para controlar la reactividad y la distribución de potencia, para compensar el aumento de envenenamiento con xenón luego de la reducción de potencia del reactor, para proveer amortiguación de oscilaciones de xenón acimutal, y para sacar al reactor de servicio. El valor de reactividad de todas las barras de control es suficiente para detener el reactor.

Además de las barras de control, el control de la reactividad también es provisto por el sistema de dosificación de ácido bórico. La inyección o extracción de ácido bórico sirve para compensar los cambios lentos de reactividad debido al quemado durante el primer período de operación y para mantener al reactor en una condición segura sub-crítica a potencia cero. La extracción de ácido bórico se realiza mediante intercambiadores aniónicos. Adicionalmente, se dispone de un sistema de inyección de boro como segundo sistema de parada independiente, el cual inyecta ácido bórico en el moderador.

El RPV constituye la barrera de presión del núcleo del reactor y contiene los componentes del núcleo y los internos del recipiente de presión del reactor. El RPV consiste en una parte inferior, una tapa y los pernos y tuercas que conectan ambas secciones. La conexión se hermetiza mediante un sello de labio soldado.

La parte inferior del RPV consiste en una sección inferior hemisférica, dos carcasas y una brida de la carcasa que contiene las toberas de ingreso y egreso de refrigerante y los bloques soportes ubicados entre ellas. Las toberas de ingreso y egreso de refrigerante al reactor se disponen en un plano; no existen penetraciones o conexiones de cañerías bajo dicho plano. El núcleo del reactor se aloja debajo del plano de las toberas de ingreso y egreso.

La tapa consiste en una brida y un domo superior unidos por una soldadura circunferencial. El domo de la tapa de cierre contiene las toberas para los canales refrigerantes, las cañerías del moderador, y los accionamientos de los elementos de control y la instrumentación interna del núcleo.

La mayoría de los internos del RPV forman la estructura del núcleo del reactor. El tanque del moderador aloja a todos los componentes del núcleo, separa al moderador del refrigerante y, junto con el recipiente de presión del reactor, forma el espacio anular para la circulación interna de refrigerante. La parte inferior del tanque del moderador actúa como fijación para los canales del refrigerante y de los tubos guía de elementos de control en el nivel inferior.

La tapa del tanque del moderador forma el plenum superior para el refrigerante del reactor que egresa de los canales refrigerantes. La tapa de cierre y el tanque del moderador forman de manera conjunta una unidad que mantiene los canales del refrigerante y los tubos guía de los elementos combustibles firmemente en su posición y sin desplazamiento durante todos los modos de operación, así como también durante los accidentes postulados. El tanque del moderador y su tapa se encuentran suspendidos de la brida del recipiente de presión del reactor y son sostenidos fuertemente en su posición por la tapa del recipiente de presión.

Los canales del refrigerante consisten en tubos colocados verticalmente que contienen las columnas de elementos combustibles. Dichos canales dirigen el flujo de refrigerante del reactor y separan el mismo del moderador circundante.

El refrigerante del reactor fluye dentro de los canales de refrigerante en dirección ascendente. Luego de pasar por los elementos combustibles, deja el canal refrigerante y entra en el plenum superior formado por la tapa del tanque del moderador.

La tapa del canal refrigerante forma, junto con el tapón de cierre, la cápsula hermética del canal del refrigerante. La máquina de recambio puede abrirla durante la operación del reactor a fin de cambiar la columna de elemento combustible ubicada dentro del canal refrigerante.

El moderador fluye hacia abajo por las cañerías descendentes hacia el toroide, donde es distribuido en la parte inferior del tanque del moderador. Luego de subir y calentarse en el tanque del moderador, el moderador fluye a las cajas de succión y deja el tanque del moderador mediante dos toberas.

3.2.6. DESCRIPCIÓN DE LOS SISTEMAS RELEVANTES

A continuación, se resumen brevemente los principales sistemas de seguridad y procesos de la instalación.

3.2.6.1. Sistema de Refrigeración del Reactor y Sistema Moderador

El Sistema de Refrigeración del Reactor remueve el calor generado en el núcleo del reactor y lo transfiere mediante los generadores de vapor al grupo turbina-generador de la planta.

El sistema se estructura de manera similar al de un reactor de agua liviana presurizada y consiste en dos lazos idénticos. Cada lazo comprende al generador de vapor, a la bomba de refrigerante del reactor y a la cañería de interconexión, así como también un presurizador común y un sistema de alivio del presurizador.

El calor es transportado por el refrigerante del reactor, el cual fluye desde el RPV a los generadores de vapor, donde se enfría y luego se bombea nuevamente hacia el RPV mediante las bombas del refrigerante del reactor.

El sistema presurizador está conectado a un lazo del refrigerante del reactor y comprende básicamente al presurizador, la línea de compensación, las líneas de rociado con válvulas y las válvulas de seguridad.

La función del sistema presurizador es mantener la presión apropiada en el Sistema de Refrigeración del Reactor para prevenir la ebullición del refrigerante en todas las condiciones de operación, y evitar o limitar las variaciones de presión causadas por fluctuaciones de volumen durante los cambios de carga.

Además del control de presión mediante rociados en el presurizador, se provee una protección contra la sobrepresión en el reactor mediante válvulas de seguridad de auto-activación independientes.

El Sistema Moderador consiste en cuatro lazos idénticos que operan paralelamente. Cada lazo comprende un intercambiador de calor del moderador, una bomba del moderador y cañerías de interconexión entre válvulas. El Sistema Moderador lleva a cabo funciones que dependen del modo de operación del reactor.

Durante la operación normal, el Sistema Moderador mantiene al moderador a una temperatura por debajo de la del refrigerante del reactor. El moderador sale por la parte superior del tanque del moderador, fluye a través de las bombas que lo impulsan a los intercambiadores de calor del moderador

y retorna a la parte inferior del tanque del moderador. El calor transferido en dichos intercambiadores se utiliza para precalentar el agua de alimentación.

Para la remoción del calor residual, el Sistema Moderador se conmuta a la posición de remoción de calor residual mediante las válvulas del moderador. Bajo este tipo de operación, las bombas del moderador extraen el moderador de la parte inferior del tanque del moderador y lo vierten en las piernas frías de los lazos del refrigerante del reactor, y también de manera directa, vía los intercambiadores de calor del moderador en el espacio anular de entrada del refrigerante del reactor. El Sistema Moderador forma el primer enlace de la cadena de remoción de calor residual. El calor residual se transfiere desde el Sistema Moderador al Sistema de Remoción de Calor Residual y luego al Sistema de Agua de Refrigeración de Servicio.

Durante la refrigeración de emergencia del núcleo, el moderador actúa como sistema de refrigeración y relleno del núcleo a alta presión. La posición de refrigeración de emergencia del núcleo es similar a la de remoción de calor residual, pero además, se inyecta agua en las piernas calientes de los lazos del refrigerante del reactor y en el plenum superior del recipiente de presión del reactor. La cadena de remoción de calor residual conectada a los intercambiadores del moderador durante la refrigeración de emergencia del núcleo es la misma que durante la remoción del calor residual.

Los generadores de vapor (intercambiador de calor con tubos dispuestos en forma de "U") transfieren el calor desde el circuito primario de refrigeración del reactor al ciclo de agua de alimentación/vapor en el lado secundario generando vapor saturado, el cual activa la unidad de turbina-generator.

Todos los sistemas de la cadena de remoción de calor residual son de un diseño consistente de "cuatro lazos". El Sistema de Remoción de Calor Residual actúa como barrera entre el moderador activo y el agua de refrigeración de servicio y previene la fuga de radiactividad hacia el agua de refrigeración de servicio en caso de pérdidas en los intercambiadores del moderador.

3.2.6.2. Sistema de Recambio de Elementos Combustibles

El reactor con uranio natural hace posible, en vistas a obtener un alto quemado, intercambiar y reemplazar los elementos combustibles durante la operación de la central nuclear. El proceso de recambio se lleva a cabo mediante una única máquina de recambio. El Sistema de Transporte de Elementos Combustibles se ubica en el edificio del reactor y en el edificio de la piletta de almacenamiento de combustible gastado. Los elementos principales del sistema de transporte de combustibles son: la máquina de recambio, un dispositivo basculante con una estructura de soporte, un tubo de transferencia de combustible, la mencionada piletta de combustibles y los sistemas auxiliares e instalaciones de mantenimiento correspondientes. El procedimiento de recambio es totalmente automático y controlado desde la sala de control.

La máquina de recambio se mueve, por control remoto, de la posición de mantenimiento en la sala de mantenimiento a una posición previamente seleccionada sobre un canal de refrigeración en el recipiente del reactor, en la cual se centra la máquina. Antes de abrir la válvula de aislamiento del cierre del canal del refrigerante, se produce una equalización de presión entre la máquina de recambio y el reactor. Luego, se extrae la columna de combustible y se coloca en una posición vacía en la cámara giratoria de la máquina de recambio. Luego, se rota la cámara de modo tal que una columna de combustible con un elemento parcialmente quemado o con un elemento combustible nuevo se ubica sobre el canal del refrigerante abierto. Se baja dicha columna a la posición del canal de refrigerante y el cierre del canal del refrigerante se traba nuevamente. Luego de cerrar la válvula de aislamiento de la máquina de recambio se realiza una verificación del cierre para verificar que no existan pérdidas. Luego, se retira la máquina de recambio del RPV y se ubica sobre el dispositivo basculante posicionado verticalmente. Dicho dispositivo cumple las siguientes funciones en la secuencia indicada:

- Retiro de la columna de combustible con el elemento combustible gastado.
- Remoción del calor de decaimiento mediante la refrigeración con D_2O .
- Secado y refrigeración con gas del elemento combustible gastado.
- Inundación y refrigeración del dispositivo con H_2O .
- Inclinación del dispositivo hacia la posición horizontal y conexión con el tubo de transferencia de combustible.
- Transferencia del elemento combustible al tubo de transferencia de combustible.

Cuando se transfiere un elemento combustible nuevo desde el edificio de la piletta de combustible a través del tubo de transferencia hasta el interior del dispositivo basculante, y luego desde allí hasta la máquina de recambio, el proceso de refrigeración, y el cambio del medio de refrigeración ocurre a la inversa.

La tarea del tubo de transferencia de combustible es establecer una conexión entre el dispositivo basculante dentro del edificio del reactor y el dispositivo de inclinación en el edificio de la piletta de combustible, mientras ambos componentes se encuentran en posición horizontal. El dispositivo basculante toma la columna de combustible del tubo de transferencia de combustible y la gira de posición horizontal a vertical.

3.2.6.3. Sistemas Auxiliares y Secundarios del Reactor

Los sistemas auxiliares se organizan básicamente del mismo modo que los sistemas auxiliares en centrales PWR y trabajan junto con el Sistema de Refrigeración del Reactor y el Sistema Moderador para asegurar las condiciones químicas específicas del refrigerante y del moderador. Los sistemas que contienen agua pesada se separan estrictamente de los sistemas que contienen agua liviana a fin de evitar degradar el agua pesada. Las tareas principales de los sistemas auxiliares son:

- Almacenamiento de agua pesada.
- Control de volumen, suministro de agua de sellos.
- Tratamiento y enriquecimiento de agua pesada.
- Dosificación de ácido bórico y alimentación química en el circuito primario.
- Inyección rápida de boro.
- Refrigeración de componentes nucleares.
- Refrigeración de la piletta de combustibles.
- Suministro de fluidos auxiliares para la máquina de recambio.
- Compensación de pérdidas.
- Remoción del calor de decaimiento del núcleo, refrigeración de emergencia del núcleo.

Los sistemas auxiliares y secundarios se ubican principalmente en el edificio auxiliar y parcialmente en el espacio anular del edificio del reactor.

3.2.6.4. Sala de Control Principal

La sala de control principal de la central nuclear contiene los equipos de operación e información para el control y monitoreo de los sistemas de la planta. Esto significa que el control manual, el ajuste de valores de disparo y el monitoreo del reactor, de los sistemas auxiliares importantes del reactor, del ciclo de agua de alimentación/vapor, la turbina, el generador y de los equipos de energía auxiliares se controlan desde la sala de control principal.

La sala de control principal se encuentra en el piso superior del edificio de conmutación, arriba de las salas de equipos electrónicos.

3.2.6.5. Sistemas de Suministro Eléctrico

La CNA II posee dos conexiones a la red físicamente independientes. Una de ellas es la red de 500 kV y la otra es la de 132 kV.

Existe, además, un suministro de energía auxiliar desde el generador en caso de una perturbación de la red luego del rechazo de carga. Sólo en el caso de una pérdida común de las tres posibilidades de suministro de energía se requerirá la actuación del sistema de energía de emergencia con los generadores diesel. Las cargas de baja potencia -principalmente del sistema de control e instrumentación- se suministran con energía a través de rectificadores y convertidores o por medio de baterías con corriente directa.

El generador alimenta a la red de 500 kV mediante un transformador del generador y además suministra energía a los servicios auxiliares de la instalación, a través de dos transformadores auxiliares.

Los cuatro bobinados secundarios de los transformadores auxiliares o los dos bobinados auxiliares del transformador del sistema externo alimentan la sección de cuatro barras colectoras separadas de alto y medio voltaje (cada par de 6,6 kV y 13,2 kV), a las cuales están conectadas las cargas auxiliares grandes y los transformadores para las conmutaciones de bajo voltaje.

Si falla el sistema de suministro de energía de servicio a la instalación, se necesitan determinados equipos para remover el calor residual y operar la central en condiciones seguras. Este equipamiento debe mantenerse en operación o debe ponerse en operación y debe, por consiguiente, ser alimentado con energía de emergencia. Aquí cabe distinguir dos grupos respecto de los requerimientos relacionados a la seguridad: las cargas que permiten una interrupción del voltaje durante la puesta en

marcha de los generadores diesel, y las cargas que deben mantenerse en operación sin interrupción o que deben ponerse en operación inmediatamente en caso de que el sistema de servicio de la instalación falle.

El sistema de energía externo está constituido por la línea de transmisión de 500 kV, la cual está conectada a las sub-instalaciones de Rosario Oeste (113 km), Colonia Elía (160 km) y Ezeiza (67 km), y la línea de transmisión de 132 kV, fuente que está conectada a la sub-instalación de Zárate (23 km) y, además, al parque de distribución de 220 kV en la Central Nuclear Atucha mediante un transformador de acople de 150 MVA.

El sistema de energía interno consiste en dos sub-sistemas: el sistema de energía auxiliar ("sistema normal") y el sistema de energía de emergencia.

El sistema de energía auxiliar provee energía para las cargas necesarias de la central nuclear durante la operación normal, y las operaciones de arranque y parada. Este sistema se subdivide en cuatro trenes que son alimentados por los bobinados de 13,2 kV y 6,6 kV de las dos unidades de transformadores auxiliares. Los transformadores son alimentados a través de una fase única totalmente cerrada ya sea desde el generador o desde la red eléctrica mediante el transformador externo del generador. Para la operación durante la parada o luego de la pérdida de la red de suministro normal de energía y del generador, el sistema puede alimentarse mediante el suministro de energía externo. El suministro de energía externo está disponible mediante la conmutación automática.

El sistema de suministro de energía de emergencia se describe en el punto 3.2.6.6.5.

3.2.6.6. Sistemas de Seguridad

La filosofía de seguridad, en la que se basa el diseño, cumple los siguientes requerimientos básicos en todas las condiciones concebibles de la planta:

- El reactor puede sacarse de servicio de manera segura y mantenerse en dicho estado por largos períodos de tiempo.
- El calor de decaimiento puede removerse de manera confiable.
- Cualquier liberación de radiactividad se encuentra dentro de los límites establecidos por la normativa sobre protección radiológica.

Cada sub-sistema también comprende un suministro asociado de energía y los equipos auxiliares necesarios.

El diseño de cada sistema de seguridad cuenta con cuatro trenes redundantes, de los cuales sólo dos de ellos son suficientes para el control del accidente; por tanto, se asegura la disponibilidad funcional aun cuando un tren se encuentre en inspección o en reparación y ocurre una falla en otro tren de manera simultánea. En cada condición de accidente concebible, el reactor puede permanecer en estado "caliente sub-crítico" o puede enfriarse, como en la tecnología PWR, con ayuda del Sistema de Remoción de Calor Residual de alta presión o bien la alimentación de agua de emergencia al secundario de los generadores de vapor.

Los sistemas básicos de seguridad son:

- Sistema de Parada Rápida del Reactor.
- Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo.
- Sistema de Contención.
- Sistema de Energía Eléctrica de Emergencia.

A fin de cumplir con los requerimientos de seguridad durante la ocurrencia de los accidentes internos y externos considerados en el diseño, se establecieron los siguientes principios de diseño:

- Multiplicidad de características de seguridad.
- Redundancia de los sistemas de seguridad y de sus sistemas auxiliares.
- Diversidad de partes importantes del sistema de protección del reactor.
- Separación física y/o protección mediante paredes de hormigón de los sub-sistemas redundantes.
- Protección de los sistemas de seguridad contra accidentes externos.
- Pruebas periódicas de los sistemas de seguridad.

La misión de los sistemas de seguridad es prevenir cualquier daño a las barreras que impiden el escape de radiactividad durante los incidentes operacionales y durante accidentes a fin de cumplir con los requerimientos de la filosofía de seguridad.

3.2.6.6.1. Sistema de Parada Rápida del Reactor

El sistema de seguridad de parada rápida del reactor consiste en dos sub-sistemas separados: el sistema de parada por barras de control (primer sistema de parada independiente) y el sistema de inyección de boro (segundo sistema de parada independiente).

Sistema de parada por barras (JDA)

El sistema de parada por barras utiliza las barras de control que está compuesto por tres grupos de barras que se insertan en el núcleo con distintas inclinaciones dentro de los correspondientes tubos guía en el espacio existente entre los canales de refrigerante. Cada grupo está compuesto por barras grises (acero inoxidable) y barras negras (hafnio).

El grupo 1 consiste de 3 barras grises y tres negras, regula la potencia reactor y en operación normal está insertado cerca de 1,5 metros. El grupo 2 está compuesto por seis barras grises, regula la potencia reactor y en operación normal está insertado cerca de 0,40 metros. El grupo 3 está compuesto por seis barras negras tiene como único propósito llevar rápidamente al reactor a la condición de subcriticidad y en operación normal se encuentra casi totalmente fuera del núcleo.

Ante la señal de corte del reactor se produce la caída de la totalidad de las barras de los tres grupos que durante operación normal se encuentran suspendidas magnéticamente. La caída de dichas barras se produce por acción de la gravedad al interrumpirse la corriente que energiza las bobinas de sujeción de las mismas.

Sistema de inyección de boro (JDJ)

La actuación del sistema JDJ es un sistema de parada independiente y redundante del sistema de parada por barras. Que es demandado cuando ante la eventualidad de que un número de barras no se inserten totalmente transcurridos 3 segundos de actuada la señal de parada del reactor y en caso de la ocurrencia de accidentes con pérdida de refrigerante.

El sistema JDJ está compuesto por cuatro trenes interconectados, con una redundancia del 50% cada uno, es decir que se requieren sólo dos de los cuatro trenes para detener el reactor en forma segura.

Los cuatro trenes están conectados a dos compresores de alta presión. Cada tren está equipado con un acumulador conectado a un tanque que contiene ácido bórico y una válvula neumática de apertura rápida que actúa como órgano de disparo del sistema y al ser demandada, presuriza el boro y lo inyecta al moderador.

3.2.6.6.2. Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo

El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo consiste en los siguientes sub-sistemas básicos: el Sistema Moderador, el Sistema de Remoción de Calor Residual, el Sistema de Refrigeración de Agua de Servicio, el Sistema de Refrigeración de Componentes Nucleares y el Sistema de Inyección de Seguridad.

El sistema de inyección de seguridad (JND) está diseñado, para actuar en el caso de accidentes con pérdida de refrigerante, para rellenar el núcleo, compensar fugas, refrigeración de emergencia del núcleo y refrigeración de emergencia de la máquina de recambio de combustible.

El JND está compuesto por cuatro trenes de inyección independientes conectados a cada uno de los circuitos del sistema moderador cada uno de los cuales posee un tanque con gas presurizado conectado a un tanque de agua liviana y las correspondientes cañerías que están provistas de discos de ruptura que separan los sistemas JND y moderador. Además, cada tren está conectado a una bomba de inyección provista para tomar el agua desde el sumidero e inyectarla al núcleo.

3.2.6.6.3. Sistema de Contención

El Sistema de Contención consiste en diversos sub-sistemas básicos: contención de concreto, contención de acero, sistema de aislamiento de contención y el sistema de extracción de aire del espacio anular.

Estructuralmente esta constituido por una esfera estanca de acero 19 Mn Al 6V (tipo WStE 36 V), resistente a la presión, cuyo diámetro interior es de 56 metros y con un espesor de pared de 30 mm, rodeada por una contención exterior de hormigón. Los valores de presión y temperatura de diseño son 4,8 bar y 145 °C respectivamente, en tanto que la tasa de fuga establecida por diseño es 0,25%/día.

La contención exterior es una estructura de hormigón reforzado consistente en un techo conformado por un domo semiesférico y una pared cilíndrica que, al igual que el domo, tiene un espesor de 0,60 metros y un diámetro exterior de 60 metros

El sistema de protección del reactor está diseñado para iniciar automáticamente la aislación de la contención en caso de la existencia de, al menos dos de las siguientes condiciones:

- Presión baja en el sistema de refrigerante primario;
- Bajo nivel de agua en el presurizador y;
- Elevada presión en la contención.

3.2.6.6.5. Sistema de Suministro de Energía Eléctrica de Emergencia

El sistema de suministro de energía de emergencia por generadores diesel se divide en trenes separados al igual que los otros equipos de seguridad redundantes. En condiciones de operación normal, los conmutadores auxiliares del sistema de energía normal alimentan al sistema de energía de emergencia. Para evitar la pérdida de energía en caso de que el sistema de energía auxiliar falle, cada uno de los cuatro trenes en el sistema de energía de emergencia está conectado a un equipo diesel de arranque rápido.

El sistema de suministro de energía de emergencia CA provee la energía requerida para el retiro de servicio seguro del reactor para mantenerlo en la condición de parada, para la remoción del calor residual y prevenir la liberación de radiactividad durante la operación normal y las condiciones accidentales que resultan de las fallas de sistemas, y para algunas cargas importantes para la disponibilidad de la planta. Este sistema se subdivide, conforme al sistema de seguridad para ser suministrado con energía, en cuatro trenes redundantes independientes, cada uno capaz de proveer el 50% de la energía que se requiere para llevar a cabo las funciones de seguridad.

Normalmente el sistema de suministro de energía CA de emergencia está conectado con las dos barras colectoras de 6,6 kV del sistema de energía auxiliar de la planta mediante dos interruptores, conectados en serie, para cada tren. Por consiguiente, puede alimentarse tanto por el sistema de energía auxiliar de la planta como por el sistema externo. Ante la pérdida de la energía auxiliar, la planta se alimenta mediante el suministro de sistema de energía de emergencia por generadores diesel.

Se dispone del sistema de energía de emergencia por generadores diesel para las cargas relacionadas con la seguridad. Cada conjunto de generador diesel es asignado a un tren, cada uno con 50% de capacidad con una potencia de 6.500 kVA. Cada generador diesel de emergencia se constituye por sub-sistemas principales y auxiliares diferentes, tales como el aire comprimido, el equipo de suministro de combustible, el sistema de lubricación, etc.

En el caso de falla simultánea del sistema de energía de la planta y del sistema de alta tensión, el suministro de energía de emergencia para permitir la parada de la central se obtiene de los mencionados equipos diesel. En caso de falla del suministro eléctrico, transcurre un período de entre 20 y 30 segundos antes de que los equipos diesel de emergencia puedan tomar la carga. Sin embargo, algunas cargas, como el sistema de protección del reactor, sistemas de medición y otros sistemas de protección deben mantenerse operativos en todo momento. Estos son, por consiguiente, alimentados directamente desde las baterías de 220 V o 24 VCC o de convertidores estáticos alimentados desde disyuntores de 220 V.

3.2.7. SUMIDERO DE CALOR

El sumidero principal de calor de la CNA II está constituido por el sistema de refrigeración principal de agua de río (PAB) que extrae agua del Río Paraná de las Palmas, a través de la toma de agua, mediante cuatro bombas (una permanece en espera) que impulsan el agua hasta los puntos de refrigeración. Todos los sistemas de la cadena de remoción de calor residual son de un diseño consistente de "cuatro lazos".

En servicio normal con la planta en potencia, el calor producido por el reactor es convertido parcialmente en energía eléctrica por la turbina principal, siendo el remanente transferido al río Paraná de las Palmas por el condensador principal que es refrigerado por el sistema de refrigeración principal de agua de río (PAB).

Ante el corte del reactor, inicialmente el calor residual es transferido al secundario por los generadores de vapor y luego al condensador principal a través de la estación de desvío de la turbina principal y finalmente dicho calor es removido por el agua de río propulsada por el sistema de

refrigeración principal (PAB). A continuación, una vez que se aproximan los valores de las temperaturas del agua del primario con la del moderador, el calor residual es transferido primero al sistema moderador (JF), luego al sistema intermedio de refrigeración (KAG) y finalmente al sistema de refrigeración asegurada de agua de servicio (PE).

Además, existe otro sumidero de calor alternativo que consiste en ventear a la atmósfera a través de los GVs / sistema secundario. La alimentación a los GVs se realiza mediante las bombas del sistema de arranque y parada (LAH) que toman el agua desde un recipiente que permite el suministro durante algunas horas.

3.2.8. ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE GASTADO

El edificio de almacenamiento de combustibles posee cuatro piletas de almacenamiento de combustible, una piletta de manipulación, una pequeña piletta para el equipo de transporte de combustible gastado, un depósito de combustibles nuevos y el equipo auxiliar necesario. Los combustibles gastados se transfieren desde el reactor a la piletta de almacenamiento de combustible con ayuda del Sistema de Transporte de Combustible, que consiste en: una maquina de recambio, un tubo de transferencia, un dispositivo basculante y un puente de manipulación. El combustible nuevo fresco se suministra al reactor del mismo modo, pero en sentido inverso.

Las piletas de almacenamiento de combustible gastado son de hormigón armado revestido con una envuelta de acero inoxidable (linner). El espesor del hormigón es de 1 metro y el espesor de acero austenítico es 2 mm en las paredes y 3 mm en el fondo.

La capacidad de las Piletas 1, 3 y 4 es de 1512 EC. La Piletta 2 puede alojar 733 EC, ya que en ella se reserva espacio para poder alojar a todos los EC que componen el núcleo del reactor (en caso de ser necesario vaciarlo).

Cada una de las piletas dispone de un sistema de refrigeración abierto que utiliza agua desmineralizada, cuya finalidad es extraer el calor de decaimiento de los elementos combustibles almacenados. Cada circuito consta de intercambiadores de calor (2x50%), bombas de circulación (2x100%), una instalación de depuración, las tuberías de unión y accesorios. En operación normal se emplea el servicio de una bomba y un intercambiador. Los mencionados intercambiadores entregan el calor residual al sistema PE que se encuentra a mayor presión que el agua de las piletas de modo tal que, en caso de fugas, se evite que las mismas lleguen al río.

No existen combustibles gastados almacenados dado que esta planta está comenzando la primera etapa de su puesta en marcha.

3.3. CENTRAL NUCLEAR EMBALSE (CNE)

3.3.1. UBICACIÓN Y CARACTERÍSTICAS DEL EMPLAZAMIENTO

La CNE está emplazada en el Departamento Calamuchita, Provincia de Córdoba, en las márgenes meridionales del Embalse del Río Tercero, en una pequeña península denominada Almafuerte, 5 kilómetros al sur de la ciudad de Embalse y está equipada con un reactor CANDU de 600 MWe de potencia nominal.

El Embalse del Río Tercero es un lago artificial, formado por un dique, que se encuentra en el sector central SE de las Sierras de Córdoba. La zona se caracteriza por numerosos accesos y caminos en aceptable estado durante todo el año.

La temperatura máxima absoluta considerada fue de 37 °C en febrero y la mínima absoluta de -8 °C en julio. La temperatura máxima media oscila entre 27 °C en enero y 14 °C en julio y la temperatura mínima media entre 18 °C en enero y 5 °C en julio.

3.3.2. NÚMERO DE UNIDADES

La CNE está compuesta por una unidad de diseño CANDU / PHWR (Canada Deuterium Uranium) diseñada por la empresa Atomic Energy of Canada Limited (AECL), que genera una potencia eléctrica nominal de 600 MWe.

3.3.3. PRIMERA CRITICIDAD

La fecha de la primera criticidad fue el 13 de marzo 1983 y la operación comercial comenzó en febrero de 1984.

3.3.4. ESQUEMA GENERAL DE PLANTA

Los edificios y las estructuras principales de la CNE se pueden dividir en la planta nuclear de vapor y el balance de la planta. La planta nuclear de vapor incluye el edificio del reactor, el edificio de servicios, el edificio de abastecimiento de agua de emergencia, el edificio de refrigeración de emergencia del núcleo de alta presión y de los equipos contenidos, excepto los equipos del balance de la planta ubicados en la sala de control. El balance de la planta incluye todos los demás edificios y sus contenidos.

El edificio del reactor alberga el reactor, los Sistemas de Manejo de Combustible, el Sistema de Transporte de Calor incluyendo los generadores de vapor, y el Sistema Moderador, junto con sus correspondientes sistemas auxiliares y sistemas de seguridad especiales.

El edificio del reactor se divide en tres componentes estructurales principales: la estructura de contención, la estructura interna, y la estructura de la bóveda del reactor.

La estructura de contención es el componente principal del Sistema de Contención. Esta estructura es un edificio de hormigón pretensado que abarca tres componentes estructurales: una base de losa de aproximadamente 1,74 m de espesor, una pared cilíndrica de unos 41,5 m de diámetro con un espesor mínimo de pared de aproximadamente 1,07 m, y una cúpula de forma esférica convexa con un espesor en el coronamiento de alrededor de 0,60 m. Debajo de la cúpula exterior hay una segunda cúpula que tiene una abertura en la parte central, que junto al perímetro de la pared forma un contenedor para almacenar 2170 m³ de agua para rociado y refrigeración de emergencia del núcleo.

La estructura interna es un edificio de hormigón armado que divide el edificio del reactor en dos zonas: el "área accesible" a la cual tiene acceso el personal de operación y mantenimiento durante el funcionamiento normal, y el "área inaccesible" con acceso denegado durante el funcionamiento de la planta, pero a la cual se puede acceder después de la parada de la misma. La estructura interna está separada de la estructura de contención. Todos los sistemas y los equipos para los cuales es necesario el acceso durante la operación, servicio o mantenimiento, se alojan en recintos dentro de la zona accesible. Fuera de dicha zona, el resto del edificio del reactor constituye la zona inaccesible que contiene el reactor y su bóveda, los sistemas de transporte de calor y del moderador, las áreas de operación de las máquinas de recambio, los recintos de los generadores de vapor, y las áreas para los sistemas auxiliares.

La estructura de la bóveda del reactor es de hormigón armado revestido de acero al carbono, y está lleno de agua liviana. Dicha estructura contiene y soporta la calandria y los blindajes extremos. La bóveda de concreto proporciona una protección adecuada para el acceso dentro del edificio del reactor durante el funcionamiento de la planta. La bóveda es independiente de otras unidades estructurales en el edificio del reactor.

El edificio de servicios es una estructura convencional de hormigón armado con pisos de concreto. Contiene las siguientes instalaciones principales: sala de control, las instalaciones para la transferencia y el almacenamiento de combustible gastado y las instalaciones para el tratamiento de agua pesada y de residuos radiactivos. También contiene las instalaciones de servicios convencionales y nucleares tales como almacenes, talleres, un centro de descontaminación y laboratorios.

El edificio de la turbina, que consiste en una sala de turbinas y en el vano de auxiliares de la turbina, tiene una estructura principal de hormigón reforzado. La sala de la turbina alberga el grupo turbina generador y algunos equipos auxiliares asociados. Otros equipos auxiliares y equipos eléctricos de distribución de energía se encuentran en el vano de auxiliares de la turbina. El vano auxiliar es adyacente y estructuralmente independiente del edificio de servicios, que forma parte de la planta.

Las otras estructuras principales de la planta son el edificio de los equipos diesel, casa de bombas de suministro de agua emergencia, y las estructuras de abastecimiento de agua.

Los edificios de los generadores diesel de emergencia y de la caldera de vapor auxiliar tienen losas de hormigón armado. El edificio de los diesel es una unidad integral formada por muros de concreto y techo. Este edificio está dividido en cinco recintos, cuatro de los cuales contienen los grupos electrógenos junto con los paneles de control relacionados. La quinta sala se utiliza para almacenamiento. Las paredes

de separación entre estas salas son de hormigón armado. La caldera de vapor auxiliar se encuentra al aire libre cerca del edificio de los diesel.

El agua necesaria para los diferentes servicios de la planta se toma desde el lago de Embalse a través de las estructuras de abastecimiento de agua. Estas estructuras incluyen la casa de bombeo, la estructura de toma y las cañerías de circulación de agua.

3.3.5. CARACTERÍSTICAS DEL REACTOR

El reactor tipo CANDU-PHW utiliza agua pesada como moderador y como medio de transporte de calor. El combustible es uranio natural envainado en forma de manojo y retirado del reactor durante la operación a potencia. El diseño del reactor utiliza el concepto de "tubo de presión", consistente en 380 tubos de presión que contienen el combustible del reactor, que atraviesan un gran recipiente cilíndrico (la calandria) que contiene el moderador y reflector de agua pesada.

El refrigerante de agua pesada a presión es bombeado a través de los tubos de presión (cada uno de los cuales aloja 12 EC), refrigerando el combustible y transmitiendo el calor del combustible a los colectores de salida y al generador de vapor. Cada tubo de presión está aislado y separado del moderador de agua pesada por un tubo de calandria. El espacio anular concéntrico entre los tubos de presión y los tubos calandria es llenado con un gas (CO₂) utilizado como aislante térmico.

El conjunto del reactor comprende el conjunto de la calandria dentro de su bóveda, los canales de elementos combustibles y las unidades de control de reactividad. La bóveda de la calandria es una estructura de hormigón forrada de acero al carbono que está llena con agua liviana. El agua sirve como escudo térmico y como medio de refrigeración.

El conjunto de la calandria comprende la calandria, los blindajes extremos, y un anillo de empotramiento en cada blindaje extremo (los anillos de empotramiento están embebidos en la pared de hormigón de la bóveda de la calandria). Este conjunto forma una estructura integral de compartimentos múltiples que proporciona contención para el moderador de agua pesada y el reflector, los canales de combustible, las unidades de control de la reactividad, y el blindaje del reactor.

La calandria está diseñada para soportar una ruptura postulada del tubo de presión/tubo calandria. Para limitar la presión resultante de tal accidente hay cuatro tubos de descarga de presión. Estos tubos se extienden desde la parte superior de la calandria a través del agua liviana de blindaje en la bóveda de la misma, hasta los discos de ruptura ubicados en la parte superior de la bóveda de la calandria adyacente a la plataforma de los mecanismos de reactividad.

Los blindajes extremos son armazones horizontales y cilíndricos cerrados en cada extremo por placas-tubo atravesadas horizontalmente por 380 porciones extremas de los canales combustibles. Contienen material biológico de blindaje formado por bolillas de acero al carbono refrigeradas por agua liviana.

Cada conjunto de canal de combustible consiste en un tubo de presión de aleación de zirconio-niobio, que es expandido en su conexión con el "end fitting" construido en aleación de acero.

El cierre del canal consiste en un disco de sello flexible montado sobre un cuerpo, que se ajusta firmemente dentro de los end fittings a través de un conjunto de mordazas extensibles. El disco del sello se apoya contra una cara de sellado en el end fitting para evitar fugas, y es niquelado para mejorar la estanqueidad. Dentro del end fitting se ubica un tapón de blindaje. Tanto el cierre del canal como el tapón de blindaje se pueden quitar y volver a insertar mediante la máquina de recambio de combustible durante la recarga de combustible.

El control de la reactividad se efectúa mediante dispositivos de absorción de neutrones, tanto líquidos como sólidos. Durante la operación la reactividad es controlada por las unidades de ajuste, las unidades absorbedoras de control y las unidades de control zonal líquido. En condiciones de emergencia o anormales, la parada del reactor es alcanzada rápidamente dejando caer las barras de corte en el núcleo del reactor, o mediante la inyección de veneno líquido en el moderador de agua pesada.

Se dispone de veintiuna unidades de ajuste vertical, cada una compuesta por un conjunto de elementos absorbedores de cobalto revestidos en zircaloy, un tubo guía vertical y un mecanismo de accionamiento. Los absorbedores, cuando se insertan en la calandria, dan forma al flujo de neutrones para obtener un perfil de potencia del reactor y un grado de quemado de combustible óptimos, y al retirarlas de la calandria permiten obtener el exceso de reactividad necesario para compensar el aumento del envenenamiento por xenón que se produce luego de una reducción de potencia.

Cuatro absorbedores de control, montados en posición vertical, ajustan el nivel de flujo en momentos en que es requerida una mayor tasa de variación de reactividad que la que puede proveer el sistema de control zonal líquido. El diseño es básicamente el mismo que el de las unidades de corte, salvo que se omite el resorte del acelerador que posee dicha unidad.

Las unidades de control zonal líquido son conjuntos tubulares divididos en compartimientos que contienen agua liviana, cuyo nivel puede ajustarse continuamente al valor deseado. Las seis unidades de control, orientadas verticalmente, se ubican dentro del núcleo del reactor y se utilizan para ajustar el nivel de flujo en cualquiera de las catorce zonas en que se divide el reactor con el propósito de proporcionar un control local de la absorción de neutrones.

3.3.6. DESCRIPCIÓN DE LOS SISTEMAS RELEVANTES

A continuación se resumen brevemente los sistemas de seguridad y de procesos que son parte de la planta.

3.3.6.1. Sistema Primario de Transporte de Calor

El Sistema Primario de Transporte de Calor (SPTC) permite la circulación de agua pesada a presión (refrigerante del reactor) a través de los canales de combustible del reactor para eliminar el calor producido por la fisión del uranio del combustible. El calor es transportado por el refrigerante del reactor a los generadores de vapor, donde es transferido al agua ligera para formar vapor, que posteriormente impulsa el turbogruppo.

Los principales componentes del SPTC son los canales de combustible del reactor (tubos de presión), cuatro generadores de vapor verticales, cuatro bombas de impulsión, cuatro colectores de entrada y cuatro colectores de salida del reactor, un presurizador calentado eléctricamente, las cañerías de interconexión y válvulas necesarias. Los canales de combustible son horizontales y permiten el acceso de las máquinas de recambio de combustible por ambos extremos. Los colectores, los generadores de vapor y las bombas se encuentran por encima del reactor. Las principales características del SPTC son las siguientes:

- La circulación del refrigerante del reactor se mantiene en todo momento durante la operación del reactor, la parada y el mantenimiento.
- Cada bomba de transporte de calor tiene inercia suficiente en los componentes rotatorios para evitar una súbita disminución en el flujo si se pierde la potencia del motor de la bomba.
- Si se para la bomba, se mantiene el flujo necesario del SPTC para la eliminación de calor durante la parada por convección natural.
- La presión del SPTC es controlada a un valor aceptable para todos los modos normales de operación.
- Los componentes del sistema están protegidos contra la sobrepresión por válvulas de alivio instrumentadas y una regulación adecuada del reactor y/o la acción de los sistemas de seguridad.
- Se dispone de un sistema de refrigeración en parada independiente para eliminar el calor de decaimiento durante la parada del reactor, permitiendo el drenado de los generadores de vapor y las bombas del SPTC para mantenimiento.
- Se dispone de un sistema de purificación por filtrado, intercambio iónico y desgasificado para controlar la química del refrigerante del reactor.

El SPTC está formado por dos lazos con forma de ocho, con el fin de reducir la tasa de inserción de reactividad positiva por vacío en el caso de un accidente con pérdida de refrigerante. Cada uno de los lazos contiene dos generadores de vapor, dos bombas, dos colectores de entrada del reactor, dos colectores de salida del reactor, un conjunto de alimentadores de entrada y un conjunto de alimentadores de salida.

Los dos lazos mencionados proporcionan un flujo bidireccional a través del núcleo, de manera tal que el refrigerante circula en direcciones opuestas en los canales adyacentes. Cada lazo elimina el calor de la mitad de los canales de combustible del núcleo del reactor. Cada lazo tiene un colector de entrada y otro de salida en cada extremo del núcleo del reactor. El agua pesada alimenta a cada uno de los canales de combustible a través de cañerías de alimentación individual desde los colectores de entrada horizontales del reactor, y el agua pesada es devuelta, desde cada canal de combustible, a través de las cañerías de salida de alimentación individual a los colectores de salida horizontales del reactor.

La presión en los colectores de salida del reactor es controlada por un presurizador común conectado con la línea que une los colectores de salida en un extremo del reactor. Existen válvulas en estas líneas que proporcionan el aislamiento entre los dos lazos en el caso de un accidente por pérdida de refrigerante.

Dos cañerías conectan cada colector de salida del reactor a un generador de vapor. A medida que el refrigerante del reactor pasa a través de los cuatro generadores de vapor, el mismo se enfría, quedando subenfriado a la salida del generador de vapor. Cada generador de vapor está conectado por una cañería a la succión de una bomba de transporte de calor, y cada bomba de transporte de calor envía el refrigerante a un colector de entrada del reactor a través de dos cañerías.

3.3.6.2. Sistema de Moderador

Los neutrones producidos por la fisión nuclear son moderados por el agua pesada en la calandria. El agua pesada circula a través del sistema de refrigeración del moderador para su purificación y para el control de la concentración de las sustancias utilizadas para el ajuste de la reactividad. El sistema consta básicamente de dos bombas del 100% de capacidad (conectadas en paralelo) que están conectadas en serie con dos intercambiadores de calor del 50% de capacidad (en paralelo). El arreglo en serie/paralelo permite la operación de ambas bombas con los dos intercambiadores de calor. El sistema principal del moderador posee conexiones a los sistemas de purificación, adición de veneno líquido, y de recolección, suministro, y muestreo de agua pesada.

El agua pesada en la calandria funciona como sumidero de calor en el poco probable caso de un accidente por pérdida de refrigerante coincidente con la falla de la refrigeración de emergencia del núcleo. La capacidad del sumidero de calor está garantizada por el control, en un valor constante, de la temperatura del agua pesada de la calandria.

Las bombas, válvulas e intercambiadores de calor del Sistema Moderador principal están dispuestos en forma compacta a un lado de la bóveda de la calandria. Las líneas de succión de las bombas y las líneas de salida de los intercambiadores de calor están fijadas a un sello de penetración rígida, donde pasan a través del hormigón de la bóveda de la calandria para eliminar cualquier posibilidad de pérdida del agua de blindaje de la bóveda.

Los motores de las bombas del moderador están conectados al suministro de energía de alta tensión Clase III (CA). En el caso de pérdida de energía de Clase IV (suministro externo de CA), la potencia a los motores principales se pierde hasta que los generadores diesel puedan suministrar energía de Clase III. Luego de un falla total de la alimentación de energía de Clase IV, el suministro de agua de refrigeración para el intercambiador de calor es también restablecida a un flujo más bajo después de tres minutos.

El agua pesada en la calandria se mantiene a una temperatura relativamente uniforme y se distribuye para eliminar los puntos calientes. La circulación se produce por el bombeo del agua pesada desde el fondo de la calandria que, luego de ser refrigerada, es devuelta a la calandria en el diámetro horizontal medio a través de las boquillas de inyección, ubicadas a ambos lados de la misma.

3.3.6.3. Sistema de manejo de Combustible

El Sistema de Manejo de Combustible comprende el equipamiento para el almacenamiento del combustible nuevo necesario para el recambio de combustible, y para el almacenamiento temporal del combustible gastado. El combustible del reactor se cambia de forma rutinaria con el reactor funcionando a plena potencia. Se dispone del espacio y los equipos necesarios para el traslado de combustible gastado. En el edificio de servicios se encuentran los recintos de almacenamiento de combustible nuevo, de descontaminación de la máquina de carga de combustible, y los recintos de servicio y de almacenamiento de combustible gastado. Las máquinas de carga de combustible y el equipamiento asociado, que permiten la carga y descarga del combustible, son normalmente operadas de forma remota y automática desde la sala de control. El personal sólo debe entrar en el edificio del reactor para cargar combustible nuevo en el mecanismo de transferencia de combustible nuevo y para el mantenimiento de los componentes del Sistema de Manejo de Combustible. Estas áreas de acceso cuentan con blindaje biológico pleno.

Las instalaciones de almacenamiento y manejo dan cabida al almacenamiento de los elementos combustibles en el edificio de servicios, a la transferencia segura de combustible al edificio del reactor y a una fácil carga manual de elementos combustible nuevos en los puertos motorizados específicos para estos combustibles. Los embalajes con combustible nuevo se reciben en la sala de combustible nuevo en el edificio de servicios. Este recinto puede dar cabida a nueve meses de inventario de combustible y puede almacenar temporalmente el combustible necesario para la carga inicial.

Siempre que sea necesario, los combustibles nuevos son transferidos al área de carga de combustible nuevo en el edificio del reactor. Aquí los combustibles son identificados, inspeccionados y cargados manualmente en los tambores (magazines) de los dos puertos de combustible que comunican con las salas de mantenimiento de las maquinas de carga de combustible.

Después del período de decaimiento mínimo en la PACG, establecido en 6 años, los elementos combustibles gastados son transferidos a los silos especiales de almacenamiento en seco, ubicados dentro del sitio de la planta.

El sistema de manejo del combustible gastado consiste en la descarga y transferencia en el edificio del reactor, la recepción y almacenamiento en las piletas de almacenamiento en el edificio de servicios, y el sistema de almacenamiento en seco. El traslado del combustible gastado entre los edificios se realiza bajo agua a través de un canal de transferencia. Las operaciones de descarga y transferencia son controladas en forma remota, mientras que las operaciones en las piletas de almacenamiento son llevadas a cabo en forma manual bajo agua usando herramientas largas, y con la ayuda de grúas y elevadores. El equipamiento posee dispositivos para encapsular elementos combustibles fallados y está diseñado para reducir la exposición a la radiación del personal a niveles aceptablemente bajos, cuando manejan ese tipo de combustible. El equipo de descarga comprende dos puertos de combustible gastado ubicados por encima del nivel del agua, mientras que el equipo de transferencia se ubica en un recinto blindado y se extiende debajo del agua hasta una bahía de recepción en el edificio de servicios.

El equipamiento para cambiar el combustible en funcionamiento se ubica en el edificio del reactor y consiste en dos máquinas de carga idénticas, las cuales son operadas de forma remota. Las máquinas de carga de combustible están normalmente ubicadas en dos recintos de mantenimiento para dichas máquinas y son suspendidas de dos vías. Cada par de vías se conecta con un puente en cada cara del reactor. El reactor está separado de los recintos de mantenimiento por puertas de blindaje motorizadas, que cuando están cerradas permiten el acceso a las máquinas de carga de combustible mientras el reactor está a plena potencia. Mientras permanecen en el recinto de mantenimiento, las máquinas de carga de combustible pueden acoplarse al puerto de combustible nuevo para cargar combustible nuevo, al puerto de servicio para mantenimiento o servicio, o al puerto de combustible gastado para descargar el combustible gastado.

La carga de combustible en el reactor se basa en el uso combinado de las dos máquinas de carga de combustible controladas de forma remota, que operan en cada extremo del canal de combustible. Los combustibles nuevos ubicados en una máquina de carga de combustible son insertados en un canal de combustible en la misma dirección que el flujo de refrigerante y los elementos combustibles irradiados desplazados son recibidos por la segunda máquina de combustible en el otro extremo del canal de combustible. La máquina de carga de combustible recibe nuevo combustible mientras está conectada al puerto de combustible nuevo y descarga el combustible irradiado mientras está conectado al puerto de descarga. Toda la operación es dirigida desde la sala de control.

3.3.6.4. Sistemas Auxiliares

Los principales sistemas auxiliares de la CNE son los sistemas auxiliares del SPTC y los sistemas auxiliares del moderador.

Los sistemas auxiliares del SPTC son los siguientes:

- El circuito de purificación del SPTC: este sistema minimiza la acumulación de productos de corrosión radiactivos en el circuito, controla la concentración de los productos de fisión (yodo) liberada por los elementos combustibles defectuosos, y contribuye a un control adecuado del p.D. del refrigerante.
- El sistema de sello de prensaestopas: suministra el agua pesada filtrada a alta presión a los prensaestopas de las bombas de transporte de calor.
- Sistema de refrigeración en parada: refrigera el SPTC de 170 °C a 54 °C y mantiene el sistema en esa temperatura indefinidamente.
- El sistema de control de presión e inventario del SPTC: proporciona el control de presión e inventario para cada circuito de transporte de calor; proporciona protección contra la sobrepresión, y además permite un flujo de desgasificación controlado.
- Sistema de recolección del agua pesada del SPTC: recoge las fugas de los componentes mecánicos, recibe el flujo de muestreo de agua pesada, y el agua pesada drenada de los equipos antes del mantenimiento.

- Sistema de muestreo del agua pesada del SPTC: su objetivo es obtener muestras de agua pesada de varios puntos en el Sistema de Transporte de Calor. Las muestras son analizadas en el laboratorio para verificar los valores de p.D, conductividad, cloruros, tritio, litio, gases disueltos, productos de fisión y productos de corrosión.
- Los sistemas de vapor y de agua de alimentación: permiten el suministro de vapor vivo a la turbina del generador, el control del nivel de agua de alimentación y la presión de vapor en los generadores de vapor, la liberación de vapor a la atmósfera en ciertas situaciones de la planta, y una protección adecuada contra sobrepresiones en el circuito secundario del generador de vapor.

Los sistemas auxiliares del moderador son los siguientes:

- Sistema de purificación del moderador: mantiene la pureza del agua pesada y controla el pD, remueve los venenos solubles, boro y gadolinio, utilizados para el control de la reactividad, y elimina el gadolinio luego de la actuación del sistema de parada por inyección líquida.
- Sistema de gas de cobertura del moderador: evita la acumulación de deuterio gaseoso y oxígeno producidos por la radiólisis del agua del moderador en la calandria. El gas de cobertura utilizado es helio, debido a que es un gas inerte y no se activa por la irradiación de neutrones.
- Sistema de veneno líquido: este sistema añade reactividad negativa al moderador para compensar el exceso de reactividad en el combustible nuevo, añade reactividad negativa al moderador para compensar la pérdida de reactividad por xenón después del decaimiento del veneno, o en caso de una parada prolongada; proporciona un medio para disminuir la reactividad junto con otros dispositivos de control de la reactividad, y proporciona un medio para garantizar el suficiente veneno en el moderador para evitar la criticidad durante las paradas.
- Sistema de recolección de agua pesada: este sistema recoge la fuga de agua pesada de los sellos de las bombas del moderador, del espacio intersello de las válvulas principales de compuerta del moderador, y desde las juntas de los intercambiadores de calor del moderador.

3.3.6.5. Sala de Control Principal

El centro de control es una zona ventilada con aire acondicionado limpio que comprende la sala de control principal y las áreas de control auxiliar adyacentes. El centro de control está dividido en cuatro áreas básicas. La parte central contiene los paneles de control principal, el pupitre del operador y la consola de la máquina de carga de combustible y de manejo de combustible. Detrás de los paneles de control principal hay un área con el equipamiento de control, que contiene la mayor parte de los equipos de control e instrumentación de la planta. Las computadoras de la planta se encuentran en un recinto detrás de la sala de distribución y el panel de servicios eléctricos.

La sala de control contiene un panel de control de la planta, un panel de servicios eléctricos, un escritorio de operador con dos impresoras de línea de alta velocidad, y una consola de control de la máquina de carga de combustible y de manejo de combustible. Todas las indicaciones y controles esenciales para el funcionamiento (puesta en marcha, parada y normal) se encuentran en los paneles de la sala de control.

La mayoría de la información se presenta al operador a través del sistema informático de la planta. Sin embargo, se incluye suficiente visualización convencional, anunciación y grabación de las variables de la planta para permitir que la misma sea llevada a la condición de parada segura con ambas computadoras fuera de servicio.

En el caso de que la sala de control se vuelva inhabitable, hay una ubicación remota de las funciones de control (la sala de control secundaria) con la suficiente instrumentación de anunciación y control para permitir que la planta sea parada y mantenida en condiciones seguras.

3.3.6.6. Sistemas de Suministro Eléctrico

La Central Nuclear Embalse tiene dos conexiones físicas independientes a la red. Una de ellas es a la red de 500 kV y la otra es a la red de 132 kV (suministro externo). El generador suministra energía a la red de 500 kV a través del transformador de salida principal. Durante el funcionamiento normal de la central, el servicio auxiliar es suministrado a través de los transformadores de servicio, que son alimentados por el generador de salida. En la puesta en marcha, el suministro de energía de servicio auxiliar es proporcionado por los transformadores del sistema de servicio, que son alimentados desde la red eléctrica a través de la subestación de 132 kV.

Las barras de distribución del generador de 22 kV poseen un interruptor de carga. El propósito del interruptor es hacer posible la puesta en marcha de la planta con los servicios auxiliares alimentados desde el transformador principal de 500/22 kV y desde los transformadores 22/6,6 kV, como alternativa a los transformadores 132/6,6 kV. En esta eventualidad, el paralelo entre la red de 500 kV y el generador se realiza con el interruptor de carga.

Para abastecer de energía eléctrica con mayor confiabilidad a las cargas de Clase IV y de Clase III, se incorporó un esquema de transferencia automática que garantiza la continuidad del suministro en el caso de una falla de la planta o de una falla del sistema de suministro. También se dispone de los generadores diesel de reserva y la estación de baterías.

El sistema eléctrico de la CNE es similar al de las centrales térmicas convencionales grandes, con modificaciones introducidas para satisfacer los requisitos de una mayor redundancia. Esto da lugar a una gestión más selectiva de las barras y más equipamiento redundante y de reserva.

El sistema de servicio está diseñado para cumplir con los siguientes criterios de diseño importantes desde el punto de vista de la seguridad y la confiabilidad:

- Después de un fallo resultante en la ruptura de la conexión de la planta con la red, la planta debe ser capaz de abastecer sus propios servicios.
- Deben proporcionarse barras dobles o una mayor confiabilidad.
- El sistema debe ser estable bajo condiciones de falla.
- El diseño debe cumplir con los requisitos de todas las clases de energía y poseer esquemas de transferencia automática y de emergencia.
- Se debe mantener la simplicidad y la economía.

Los requisitos de seguridad y confiabilidad del sistema eléctrico interno de la CNE se diseñaron en base a dos conceptos principales:

- La subdivisión de energía de acuerdo a la confiabilidad del suministro (clases de energía y suministro de energía de emergencia a los sistemas de seguridad relacionados), de manera que el suministro eléctrico de Clase I es el más confiable y el de Clase IV el menos confiable.
- El concepto de suministro "par e impar" (odd and even) referido a la redundancia de los suministros y las cargas.

En cuanto a la subdivisión de energía de acuerdo a la confiabilidad del suministro, cabe señalar que:

1) Las barras del sistema de servicio de la CNE se clasifican por el orden de sus cuatro niveles de seguridad para proporcionar energía durante los estados de funcionamiento rutinarios de la planta. Las barras clasificadas con el número más bajo son las de mayor confiabilidad. Éstos son los siguientes:

- Suministro de energía Clase IV (suministro externo): Suministra CA normal a los equipos auxiliares, que pueden tolerar las interrupciones de larga duración sin que afecten al personal o la seguridad de los equipos. La pérdida completa de alimentación Clase IV da inicio a una parada del reactor. La alimentación de Clase IV es la fuente normal de energía a los sistemas de Clase I, II y III. Los voltajes que suministra la Clase IV son los siguientes: 6,6 kV CA - 380 V CA - 50Hz.
- Suministro de energía Clase III: Suministra CA a los auxiliares esenciales que pueden tolerar una corta interrupción, necesaria para arrancar y dar carga a los generadores de reserva, después de la interrupción de las fuentes de suministro normales (Clase IV). Estos auxiliares esenciales son necesarios para una parada ordenada y segura del reactor. Los voltajes para la alimentación de la Clase III son los siguientes: 6,6 kV CA - 380 V CA - 50 Hz.
- Suministro de energía Clase II: Suministra CA ininterrumpible para las cargas relacionadas con la seguridad, y otras esenciales. La energía es normalmente provista a través de sistemas de inversores CC/CA de las barras de CC de la Clase I. En caso de problemas en el sistema inversor, la energía alternativa se suministra de forma automática desde las barras Clase III a través de los transformadores adecuados. Tras la interrupción del suministro de energía normal (Clase III) a la barra Clase I, las baterías suministran energía sin interrupción hasta que la Clase III sea restaurada, y, por lo tanto, la alimentación es denominada "ininterrumpida". Los voltajes para la alimentación de la Clase II son los siguientes: 380 V CA - 220 V CA - 50 Hz.
- Suministro de energía Clase I: Suministra CC ininterrumpible a las cargas relacionadas con la seguridad y otras cargas esenciales. Cuando el suministro de energía normal (Clase III a través del rectificador) es interrumpido, la energía es provista desde las baterías. La transferencia del

suministro de energía de una fuente a otra es sin interrupción, y por lo tanto, el suministro se denomina "ininterrumpido". Las baterías son cargadas continuamente desde las fuentes Clase III. Los voltajes para el suministro de la Clase I son los siguientes: 220 V CC - 48 V CC.

- 2) La energía de reserva para las cargas Clase III es suministrada por un conjunto de cuatro generadores diesel, cada uno de los cuales tiene una potencia de 3550 kVA, una tensión de 6,6 kV, una frecuencia de 50 Hz y una velocidad de 1000 rpm. Estos son alojados en cuatro salas separadas con paredes resistentes al fuego. Dos generadores diesel funcionando juntos tienen la potencia suficiente para suministrar la energía necesaria para las cargas de Clase III en situación de emergencia frente a la pérdida de la alimentación eléctrica de Clase IV. Las cargas de parada Clase III están duplicadas, formando un sistema completo alimentado por dos grupos de generadores diesel. Ante la pérdida de energía Clase IV, los cuatro generadores diesel son llamados a arrancar de forma automática. Al llegar a la velocidad y voltaje, un sistema de secuenciación automática conecta todas las cargas relacionadas con la seguridad, necesarias en pocos segundos.
- 3) El Sistema de Suministro de Energía de Emergencia se incluye en el punto 3.3.6.7.5.

3.3.6.7. Sistemas de Seguridad

Los sistemas relacionados con la seguridad son incorporados en el diseño de la planta para realizar las siguientes funciones:

- Detener el reactor y mantenerlo en esa condición.
- Eliminar el calor residual y así evitar subsecuentes fallas del proceso que podrían conducir a liberaciones accidentales de radiactividad al público.
- Proporcionar la información necesaria para el seguimiento después de un accidente que permita evaluar el estado del sistema de suministro de vapor nuclear.
- Mantener una barrera para limitar la emisión de material radiactivo al medio ambiente.

Los sistemas incluidos en el término general de "sistemas de seguridad relacionados" se clasifican como sistemas especiales de seguridad y sistemas de seguridad de apoyo.

Los sistemas especiales de seguridad se disponen para limitar las emisiones radiactivas al público en dos clases de hechos: el fallo único de un sistema de proceso, y el fallo único de un sistema de proceso combinado con la coincidente falta de disponibilidad de uno de los sistemas especiales de seguridad (una falla doble). La CNE tiene los siguientes sistemas de seguridad especiales:

- Sistema de Parada Nº 1 (unidades de corte).
- Sistema de Parada Nº 2 (inyección de veneno líquido).
- Sistema de Contención.
- Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo.

Estos sistemas son independientes en el diseño y el funcionamiento y libres de conexión operativa con cualquiera de los sistemas de proceso, incluyendo el sistema de regulación del reactor.

Los sistemas de apoyo a la seguridad prestan servicios confiables, tales como energía y agua, a los sistemas especiales de seguridad, pero también pueden realizar otras funciones normales de proceso, además de sus funciones de apoyo a la seguridad. Dos de los sistemas de apoyo de seguridad de la CNE son el Sistema de Suministro de Agua de Emergencia y el Sistema de Suministro de Energía de Emergencia, los cuales no realizan función alguna durante la operación normal de la central.

3.3.6.7.1. Sistema de Parada Nº 1

El objetivo del Sistema de Parada Nº 1 es el de interrumpir el funcionamiento del reactor rápidamente y en forma automática ante condiciones de emergencia. Consiste en veintiocho unidades de parada (barras) verticales, cada una compuesta por un absorbedor de cadmio forrado con una vaina de acero inoxidable, un tubo guía vertical, y un mecanismo de accionamiento. El sistema apaga el reactor por la liberación de los elementos de absorción de cadmio contenido en las unidades de parada, introduciendo reactividad negativa. Esta liberación se inicia cuando son accionados dos de los tres canales de disparo independientes. Cuando se produce un disparo del reactor, las unidades de control de reactividad del sistema de regulación automática adoptan una actitud segura. Normalmente, los compartimentos de las zonas líquidas de control se inundan, los absorbedores de control se introducen, y las unidades de ajuste se cierran.

El sistema es se dispara por alta potencia neutrónica, bajo caudal de refrigerante, alta presión del SPTC, alta tasa logarítmica de potencia neutrónica y alta presión del edificio del reactor y es efectivo si caen 26 de la 28 barras.

3.3.6.7.2. Sistema de Parada N° 2

El objetivo del Sistema de Parada N° 2 es detener el funcionamiento del reactor rápida y automáticamente, independientemente del Sistema de Parada N° 1. El sistema hace parar el reactor mediante la inyección de veneno líquido (nitrato de gadolinio) en el moderador cuando son accionados dos de los tres canales de disparo independientes. El sistema consta de seis boquillas de inyección (tres a cada lado de la calandria), lanzas de distribución, recipientes de presión con gadolinio (tanques de veneno), un tanque de suministro de helio, un tanque de mezclado de veneno, válvulas y cañerías.

El sistema se dispara por alta potencia neutrónica; alta presión del SPTC y alta tasa logarítmica de potencia neutrónica y es efectivo si cinco de las seis boquillas inyectan nitrato de gadolinio en la calandria.

3.3.6.7.3. Sistema de Contención

El Sistema de Contención es una envuelta de forma cilíndrica alrededor de los componentes "nucleares" del Sistema de Transporte de Calor, donde la falla de estos componentes puede resultar en la liberación de una cantidad significativa de radiactividad al público.

La pared cilíndrica de la contención y su base tienen un espesor de hormigón de 1,07 metros y 1,70 metros respectivamente. El diámetro interior es de 41 metros. Las presiones de diseño y prueba son 125 kPa y 145 kPa respectivamente. La tasa de fugas establecida en las bases de diseño es 0,5% del volumen por día.

Debido a la gran cantidad de energía almacenada en el Sistema de Transporte de Calor, la envuelta debe soportar un aumento de presión. El criterio para determinar la eficacia de la envuelta es la tasa integrada de fugas durante el período de la excursión de presión. Para cumplir con los requisitos de fuga del diseño se emplean dos enfoques. El primero consiste en el diseño detallado de la envuelta para reducir al mínimo la tasa de fugas.

La envuelta comprende una contención primaria, y los sistemas para filtrar y controlar el gas eliminado de la contención primaria después de un accidente por pérdida de refrigerante y la actuación del sistema de rociado. El segundo método implica la actuación de un sistema cuya función es absorber la energía liberada en la envuelta, lo que reduce la presión pico y la duración de la excursión de presión. Este sistema de absorción de energía se compone de una fuente de rociado agua, cabezales de rociado y válvulas de disparo, junto con refrigeradores de aire.

La contención comprende un número de sistemas que operan para proveer un envoltorio alrededor de los sistemas del reactor si ocurre una liberación de reactividad accidental desde estos sistemas. Las estructuras y sistemas que forman la contención son:

- Una estructura pretensionada de concreto.
- Un sistema de rociado automático.
- Enfriadores locales de aire.
- Sistema de filtrado de aire de descarga.
- Sistema automático de aislación de la contención.

3.3.6.7.4. Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo

El Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo (ECCS, Emergency Core Cooling System) tiene tres fases de funcionamiento: alta, media y baja presión. En la primera etapa la inyección de agua al núcleo es automática y proviene de dos tanques acumuladores que son presurizados ante la demanda de actuación del sistema rellenando y remojando al núcleo. La etapa de refrigeración de emergencia de media presión el agua inyecta agua desde el tanque de rociado (dousing) del edificio de contención (capacidad 500 m³) y se bombea al sistema de transporte de calor mediante las bombas de refrigeración de emergencia. La etapa de inyección de emergencia de baja presión se efectiviza tomando agua desde el sumidero del edificio del reactor mediante dos bombas del 100% cada una.

El funcionamiento del sistema se activa automáticamente, en un accidente con pérdida de refrigerante (LOCA), cuando la presión del Sistema de Transporte de Calor se reduce a 55,25 kg/cm² y un sistema

de aislación de circuitos (independiente de la lógica del Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo) cierra las válvulas correspondientes para aislar el circuito que tiene la pérdida.

3.3.6.7.5. Sistema de Suministro de Energía Eléctrica de Emergencia

El Sistema de Suministro de Energía de Emergencia (EPS; Emergency Power Supply) está diseñado para actuar como una fuente alternativa de energía eléctrica de ciertas cargas relacionadas con la seguridad cuando no esté disponible la fuente normal de suministro

El EPS es un sistema sísmicamente calificado que actúa como suministro eléctrico independiente de reserva para ciertas cargas relacionadas con seguridad (entre ellos determinadas válvulas del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo y los equipos de la sala de control secundaria). Éste suministra energía para facilitar la parada segura del reactor y la eliminación del calor residual en el caso que los sistemas de energía Clase I, II, III y IV no estén disponibles o que la sala de control principal fuera inhabitable debido a un terremoto base de diseño.

El EPS está compuesto por dos generadores diesel de 75 HP del 100%, y es sísmicamente calificado, y también es capaz de suministrar energía a las válvulas de refrigeración de emergencia del núcleo para asegurar que el Sistema de Suministro de Agua de Emergencia pueda suministrar agua al Sistema de Transporte de Calor después de un terremoto. Las voltajes suministrados por el sistema de alimentación de emergencia son los siguientes: 380 V CA - 220 V CA - 50 Hz y 48 V CC.

3.3.6.7.6. Sistema de Suministro de Agua de Emergencia

El Sistema de Suministro de Agua de Emergencia (EWS, Emergency Water Supply) garantiza que siempre haya suficiente agua disponible para establecer un sumidero de calor adecuado para la eliminación de calor residual cuando la fuente normal de agua refrigerante no esté disponible.

La casa de bombeo del sistema EWS es una estructura de hormigón armado con una elevación del suelo de 97,0 m.

El EWS es un sistema independiente, calificado sísmicamente, que posee dos bombas del 100% cada una accionada por un motor diesel y con cañería de aspiración separada e independiente. Este sistema está diseñado para ser efectivo aún con el mínimo nivel del lago de 649,6 metros.

El EWS está conectado al sistema primario de transporte de calor (SPTC) y a los GVs y cada bomba está diseñada para abastecer los requerimientos de agua de alimentación a los generadores de vapor para la remoción del calor de decaimiento y para mantener llenos, según los requerimientos para mantener la circulación por termosifón, a los circuitos del SPTC.

3.3.7. SUMIDERO DE CALOR

El sumidero principal de calor de la CNE está constituido por el sistema de agua de procesos, diseñado para transferir el calor de decaimiento desde el SPTC hasta el lago, para ello el calor es transferido desde el SPTC al sistema de refrigeración en parada (SDCS, Shut Down Cooling System) y de este al sistema de agua de procesos proveniente del lago (sumidero de calor primario).

El calor del combustible nuclear es transferido al agua pesada en el SPTC y de este puede ser transferido tanto a los generadores de vapor usando las bombas principales del SPTC, mediante termosifón o a través del SDCS usando las bombas del SPTC.

Los GVs producen vapor cuya energía puede ser transferida a la turbina que, a su vez, puede ser disipada en el condensador o puede ser disipada a la atmósfera vía las válvulas de seguridad de vapor. Los GVs son alimentados con agua liviana usando el sistema de alimentación vía el sistema de condensado durante la operación normal, o usando las bombas de agua de alimentación auxiliar desde el tanque de agua de alimentación auxiliar. En caso de emergencia los GVs pueden ser alimentados por gravedad con agua desde el tanque del sistema de rociado (dousing) de la contención o desde las bombas del EWS.

En caso de no estar disponible el sumidero de calor primario, esta prevista la utilización de un sumidero de calor alternativo disipando el calor de decaimiento vía los GVs a la atmósfera. Durante el uso de la cadena de sumideros de calor alternativos, la diferencia en la densidad del fluido entre la pierna fría y la caliente de los GVs asegura un continuo flujo de fluido a través del SPTC. El calor transferido del lado primario de los GVs calentará el agua de refrigeración del lado secundario. Durante el proceso de termosifón el agua en el lado secundario de los GV llegará al punto de ebullición y el vapor generado es liberado a la atmósfera a través de las válvulas de descarga de

vapor a la atmósfera (ASDV, Atmosphere Steam Discharge Valves) o de las válvulas de seguridad de vapor MSSV, Main Steam Safety Valves).

Cuando se utiliza el sumidero de calor alternativo, pueden ser usados los siguientes diferentes caminos para proveer agua de refrigeración al lado secundario de los GVs.

- a) Agua desmineralizada provista al “tren de agua de alimentación a los GV” (sumidero de calor alternativo).

El primer camino a través del cual el agua puede ser provista al lado secundario de los GV esta representada por el “tren de agua de alimentación”. El agua desmineralizada es provista por la planta de tratamiento de agua.

- b) Agua provista para el sistema de agregado de agua a los GV/EWS (sumidero de calor alternativo).

El segundo camino puede ser usado para proveer agua al lado secundario de los GV y está representado por la utilización de agua del inventario del dousing o por el sistema EWS.

b1) Suministro de agua desde el inventario del dousing: En caso de que el sistema auxiliar de alimentación a los GV no pueda proveer agua al lado secundario, la fuente alternativa de agua desmineralizada puede ser provista por agua del dousing. El agua fluye por gravedad una vez que son abiertas las válvulas neumáticas de interconexión y los GVs son despresurizados hasta presión atmosférica. En estas condiciones se asegura que el termosifón en el SPTC queda establecido asegurando la remoción del calor de decaimiento.

- b2) Suministro de agua a los GV desde el EWS

El inventario de agua del “dousing” asegura, por lo menos por 23 horas, suministro de agua al lado secundario de los GVs. Finalmente el agua de alimentación a los GVs será provista tomándola directamente desde el lago mediante el sistema EWS, inyectando agua directamente al lado secundario de los GV o reponiendo inventario al “dousing”. Mientras el agua fría sea provista a los GVs, la diferencia de densidad del fluido entre la pierna caliente y la fría en los GV promoverá la circulación por termosifón a través del SPTC. Parte del agua provista a los GVs será liberada a la atmósfera como vapor a través de las válvulas de seguridad del colector de vapor principal (MSSV). El suministro eléctrico a las MSSV es desde clase I o desde el EPS. Mientras el EWS provea agua a los GV, el proceso de termosifón asegurará la adecuada remoción del calor de decaimiento.

3.3.8. ALMACENAMIENTO DE COMBUSTIBLE GASTADO

3.3.8.1. Pileta de Almacenamiento de Combustibles Gastados

Los combustibles gastados son removidos de los canales del reactor y transferidos a la pileta de almacenamiento de combustibles gastados (PACG), que es sísmicamente calificada, y almacenados bajo agua. El agua provee blindaje para la radiación emitida por el combustible y también provee un medio para remover el calor de decaimiento.

El agua en la PACG es mantenida limpia y pura para que el combustible pueda ser manejado por el personal de la central con herramientas de mano con prolongaciones para trabajar debajo de 8 metros de agua.

La PACG posee sistemas de refrigeración y purificación que remueven el calor de decaimiento del combustible almacenado, la suciedad y eventualmente las partículas radioactivas (productos de fisión y corrosión) que puedan estar presentes en el agua.

La PACG está destinada al almacenamiento temporario de los EC. Está ubicada en el edificio de servicios, fuera del Edificio de la Contención y a nivel de suelo. La PACG está diseñada para recibir el combustible descargado del reactor durante aproximadamente 10 años de funcionamiento del reactor a plena potencia. Después de 6 años de almacenamiento en la misma, los EC gastados son transferidos a una facilidad de almacenamiento en seco.

3.3.8.2. Almacenamiento en Seco de Elementos Combustibles Quemados

El sistema de almacenamiento en seco de elementos combustibles quemados (ASECQ), está calificado sísmicamente y permite almacenar los EC quemados en seco como facilidad intermedia, luego de por lo menos 6 años de decaimiento en la PACG.

El objeto del sistema es almacenar los EC almacenados provisoriamente en la PACG por un largo período de tiempo en silos adecuados para tal fin. Cada silo es un cilindro vertical construido en hormigón armado de 90 cm de espesor revestido interiormente con una envolvente (linner) de acero al carbono de 9 mm de espesor, que es sellado en su parte superior por un tapón de acero y hormigón. Los silos tienen una altura de 6,3 metros y un diámetro exterior de 3 metros. Son refrigerados por convección natural y están diseñados para soportar eventos tales como terremotos, tornados e inundaciones.

Los EC son almacenados en el interior de los silos en canastos metálicos estancos, que son cargados bajo agua en la PACG y luego retirados de la misma dentro de un blindaje de transferencia hacia una celda de transferencia donde el canasto es sellado mediante soldadura. Finalmente, un segundo blindaje denominado "flask" de transferencia es utilizado para transportar el canasto sellado desde la celda de transferencia y depositarlo en el silo.

Cada canasto contiene 60 EC dispuestos verticalmente y cada silo tiene capacidad para almacenar 9 canastos, es decir que en cada silo se almacenan 540 EC. En total el campo de silos está compuesto por 216 silos, de los cuales 170 se encuentran con su carga de canastos completa, es decir con un total de 91.800 EC almacenados.

Cada silo posee penetraciones para tomar muestras periódicas del aire interior y algunos silos están instrumentados para medir en su interior la temperatura con el objeto de corroborar las bases de diseño y su posterior seguimiento en el tiempo.

3.4. USO DE LOS APS EN EL PROCESO DE EVALUACIÓN DE RESISTENCIA

Las centrales nucleares en Argentina cuentan actualmente con estudios de Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) en diferentes niveles, los cuales se han implementado por requerimiento de la ARN. El alcance de los mismos depende de cada una de las instalaciones, y es similar para las dos centrales en operación. En el caso de los estudios de APS de nivel 1 para eventos internos, estos se han completado para las CNAI y CNE desde hace varios años, y cuentan con versiones actualizadas. Estos estudios, han permitido implementar diferentes modificaciones de diseño y procedimientos de operación, focalizadas en mejoras de los sistemas de seguridad considerando su desempeño en los escenarios de mayor contribución al daño al núcleo. En el caso de la CNAII, actualmente en la etapa de realización de las pruebas pre operacionales, cuenta con una versión preliminar del estudio de APS, que incluye hasta el nivel 3.

3.4.1. CNA I

La CNAI cuenta con un estudio APS de nivel 1 desarrollado para eventos internos desde 1994. El alcance está definido en el Informe Final del APS emitido en 1998. La versión original ha sido posteriormente actualizada. Adicionalmente se ha desarrollado el APS de incendios y parada.

En el caso de la CNAI se ha utilizado el APS en las siguientes evaluaciones relacionadas con las pruebas de resistencia:

3.4.1.1. Accidentes incluidos en la base de diseño

Con el fin de cumplir las recomendaciones surgidas del WANO SOER 2011-2, donde se recomienda verificar la disponibilidad de Sistemas, Estructuras y Componentes de planta disponibles ante escenarios accidentales, se confeccionó una lista de los componentes necesarios para hacer frente a eventos incluidos en la base de diseño, como input para las recorridas de planta recomendadas.

Para la conformación de dicha lista, se tomaron en cuenta las fallas de los equipos listados en el APS Nivel 1, evaluando el peso de cada falla a través de su importancia o contribución al riesgo, y seleccionando luego los componentes más relevantes. Adicionalmente, a ese listado se le agregaron componentes pasivos que no fueron modelados en el APS pero que se consideraron, según el juicio de expertos, de importancia para la respuesta de la planta ante situaciones accidentales. Si bien el resultado de este análisis fue la identificación de 300 componentes, alrededor de 150 eran tarjetas electrónicas que son probadas junto con los componentes que reciben señal de ellas.

- Debido a que la planta se encontraba en parada cuando se realizaron las mencionadas recorridas e inspecciones, fue posible acceder a todos los equipos de manera exhaustiva (abril-mayo 2011). La lista de chequeos de la recorrida proporciona la siguiente información: Sistema, componente o Instrucción.
- Prueba Repetitiva / Instrucción.
- Último resultado de la prueba: satisfactoria, no satisfactoria, o satisfactoria con novedades.
- Aviso de Anomalías Pendientes con su prioridad.
- Mantenimiento Preventivo Predictivo Eléctrico con su prioridad.
- Mantenimiento Preventivo Predictivo Mecánico con su prioridad.
- Mantenimiento Preventivo Predictivo Instrumentación con su prioridad.
- Estado del componente al momento de la recorrida: disponible, no disponible.

3.4.1.2. Aplicaciones en la evaluación sísmica de la planta

Los detalles del programa de evaluación sísmica de la CNA I se incluyen en el punto 4.1.1. En relación al APS, teniendo en cuenta que para esta evaluación sísmica se eligió la metodología de “evaluación del margen sísmico” (SMA), utilizando la metodología del EPRI, se utilizó el estudio de APS como herramienta principal para identificar los componentes que serán incluidos en el listado de equipos requeridos para la parada segura (SSEL, Safe Shutdown Equipment List). El alcance que se definió para el SMA comprende:

- De acuerdo a la metodología del EPRI se definieron dos caminos de éxito con los objetivos de alcanzar la parada segura de la planta (caliente o fría) y el mantenimiento de la planta en esa condición. Los caminos de éxito incluyen los sistemas de primera línea y de soporte, y al menos un camino de éxito debe mitigar un LOCA (Loss of Coolant Accident) pequeño.
- Suposiciones operativas propuestas:
 - Pérdida de suministro eléctrico externo y no recuperación en un período de 72 horas.
 - LOCA pequeño iniciado por el sismo (no se postula LOCA grande).
 - Se deben identificar los componentes en los caminos de éxito.
 - La asistencia externa no estará disponible por 72 horas.
- Revisión de los relés críticos: se identifican dentro del SSEL.
- Empleo de tablas de cribado según EPRI NP-6041.

Mediante la formación de un grupo de expertos se seleccionaron dos caminos de éxito, que se tomaron de dos árboles de eventos del APS nivel 1:

- “Pérdida de suministro eléctrico a las barras de consumo propio normal BA/BB” (T1).
 - “Apertura de una válvula de seguridad del presurizador” (LOCA pequeño S2Aa1)
- La metodología indica que los dos caminos elegidos deben ser independientes.

En T1 se eligió el éxito de las siguientes cabeceras:

cabecera	descripción
K	Corte del reactor por barras
IE1-LP	Interconexión Eléctrica con CNA II y Normalización de Continua (largo plazo)
IE1-CP	Interconexión Eléctrica con CNA II y Normalización de Continua (corto plazo)
SSC+N2	Inyección de Agua a los GV desde el SSC y Habilitación del Venteo
XO	Rociado Auxiliar del Presurizador
O	Válvulas de Seguridad de los Generadores de Vapor
N2T1	Habilitación de la Estación de Alivio de Vapor Vivo desde el SSC

En este camino el último sumidero de calor es la atmósfera, GV alimentados desde el SSC y alimentación eléctrica asegurada mediante la interconexión eléctrica con la CNA II.

El camino de éxito elegido en S2Aa1 utiliza las siguientes cabeceras:

cabecera	descripción
KS2	Corte del reactor por inyección de ácido deuterobórico
LC+QP	Conmutación del Moderador y del Correcto Funcionamiento de las Bombas QP
LC+D	Conmutación del Moderador y la Inyección de Baja Presión
L+QP+RRUK	Conmutación del Moderador y del Correcto Funcionamiento de las Bombas QP y la Cadena de Refrigeración Posterior
U1C	Acumuladores de Alta Presión

En S2Aa1 el sumidero final de calor es el río, se utiliza la cadena QM/RR/UK (moderador, circuito intermedio de refrigeración, agua de río asegurada). Los GD de CNA I están refrigerados por agua de río (sistema UK).

A partir del modelo de cálculo del APS para la CNA I se proporcionaron los componentes y equipos que intervienen en los dos caminos de éxito seleccionados.

A su vez, se adicionaron componentes en base a su importancia para la parada segura de la planta y su permanencia en dicho estado por 72 horas posterior al sismo y los relacionados con el confinamiento (válvulas de la contención, etc.)

En los componentes seleccionados se identificaron los relés (también en ese caso la información provino principalmente del APS).

Luego se agregó otra información del componente necesaria para las recorridas: número de armario, nombre del recinto donde se encuentra el componente, edificio en el que se encuentra el recinto, identificación de plano, de zona controlada o convencional (para componentes de zona controlada se agregaron además, las coordenadas en grados), nivel de recinto, nivel de plano, nivel del equipo en el recinto, dosis de contacto e "in situ", y tipo de componente.

La recorrida sísmica definitiva se llevó a cabo entre abril y mayo de 2012. La lista original proveniente del APS se depuró según la metodología EPRI, resultando en unos 700 componentes que están siendo revisados.

Como resultado final del proceso de re-evaluación de la seguridad sísmica de la central se determinará con alto grado de confianza el margen de seguridad disponible con respecto al mencionado sismo de revisión RLE, se ejecutarán las acciones correctivas o de mejoras necesarias en sistemas, estructuras y componentes específicos que así lo requieran y se establecerán las bases y procedimientos operativos que deberán ser mantenidas para garantizar la planta ante el sismo RLE durante el resto de su vida útil.

3.4.1.3. Aplicaciones del APS para evaluar cambios de diseño relacionados con la seguridad

Se listan las modificaciones más importantes que fueron evaluadas con la metodología informada. Estas modificaciones resultan relevantes en cuanto a su impacto en la respuesta de los sistemas de seguridad frente a los eventos postulados en las pruebas de resistencia.

- Mejoras en el sistema de abastecimiento de corriente de emergencia (Interconexión con CNA II).
- Pruebas repetitivas adicionales.

Asimismo, se desarrolló un programa de mejoras (back-fitting) de la CNA I, se realizaron cambios al diseño para mejorar la seguridad de la misma. Las mejoras al Sistema de Protección del Reactor se llevaron a cabo como resultado de un análisis integral de seguridad. A continuación se listan las mejoras más importantes:

- Segundo Sumidero de Calor.
- Mejoras al sistema de inyección de alta presión.
- Mejoras al sistema de corte por boro.
- Cambios en la lógica de disparo para las señales de LOCAs pequeños y grandes.
- Cambios en la señal de fuga del lado Secundario.

Respecto de los cambios previstos en el futuro cabe señalar:

- Se realizó una revisión basada en el riesgo del diseño del nuevo Sistema de Suministro Eléctrico de Emergencia.
- Se realizó una revisión basada en el riesgo del modo de operación de la cuarta bomba de río asegurada (UK).

3.4.2. CNA II

La central nuclear CNA II está actualmente en la etapa de realización de las pruebas pre-operacionales. Debido a que el licenciamiento de esta planta es posterior a la normativa vigente para el licenciamiento de Instalaciones relevantes, Norma Regulatoria AR 3.1.3 “Criterio Radiológico Relativo a Accidentes en Centrales Nucleares”, la Autoridad Regulatoria Nuclear de Argentina (ARN) requirió al titular de la Licencia, Nucleoeléctrica Argentina S.A., la realización de un estudio APS que incluya los niveles 1, 2 y 3, tendiente a verificar el cumplimiento de esta norma. La verificación de los criterios establecidos en dicha Norma requiere analizar la correlación entre la frecuencia o probabilidad anual de las secuencias accidentales relevantes y sus consecuencias en la población, considerando la dosis efectiva que potencialmente pudiera producir su ocurrencia.

Actualmente se cuenta con una versión preliminar del estudio APS niveles 1, 2 y 3 finalizada. Este estudio corresponde a eventos internos y condiciones de plena potencia. Los objetivos más importantes de este estudio son:

- Cumplir los requerimientos de licenciamiento de la ARN.
- Evaluar el diseño de la CNA II identificando las debilidades con el objetivo de introducir mejoras a la seguridad nuclear.
- Proporcionar un estudio inicial de APS para evaluar el nivel de seguridad durante la operación.
- Identificar las secuencias más importantes en cuanto a su contribución a la frecuencia del estado de daño al núcleo.
- Identificar sistemas y componentes importantes para la seguridad.
- Identificar las acciones humanas más importantes para la seguridad.
- Proporcionar un estudio inicial de APS para optimizar los intervalos de pruebas y mantenimientos del programa de vigilancia.

Se debe resaltar que un detallado análisis de otros riesgos por eventos internos y externos requiere previamente de una versión completa de APS revisada y aceptada. Por esto, está previsto realizar una evaluación cuantitativa de APS para fuego e inundaciones de CNA II luego de contar con la versión final de APS para eventos internos. Esto es también aplicable a otros estudios de APS relacionados con el riesgo de eventos externos.

Los resultados del APS muestran una importante contribución del SBO a la frecuencia total de daño del núcleo (CDS, Core Damage State Frequency). Estos resultados llevaron a considerar en una primera instancia procedimientos para recuperar el suministro eléctrico externo. A pesar de ello, el SBO continúa siendo el mayor contribuyente a la frecuencia de CDS. Como consecuencia de esto se propusieron medidas adicionales como interconexión de uno de los nuevos generadores diesel (GD) de CNA I a las barras de CNA II, conexión a un generador diesel móvil (GDM) para disminuir la frecuencia de CDS, contando con una alternativa adicional a las existentes en el diseño original de la CNA II. Adicionalmente, se propusieron otras medidas complementarias para mejorar el suministro eléctrico a la planta. De esta forma se asegura la extracción del calor residual vía sumidero final de calor, es decir Intercambiador del Moderador / Sistema Intermedio de Remoción de Calor Residual / Sistema de Refrigeración Asegurado de agua de río.

Como la falla de las bombas de agua de río es a su vez un contribuyente importante a SBO, se propuso mejorar la remoción de calor residual vía generadores de vapor (GV) instalando modos de inyección de agua adicionales.

De los análisis de accidentes severos realizados en el APS Nivel 2 se concluyó que la mayoría de ellos llevaban a un “bypass” de la contención a través de la succión de una bomba del sistema de refrigeración de seguridad del núcleo. Resultados preliminares de este análisis muestran la factibilidad de realizar la refrigeración externa del recipiente de presión del reactor (RPV) manteniendo eventualmente el núcleo dañado dentro del recipiente intacto (in vessel retention). Esto evitaría que el “corium” se desplace en el sumidero hacia la succión de las bombas de refrigeración de emergencia del núcleo.

Se propuso entonces un programa de gestión de accidentes severos y modificaciones a la instalación para alcanzar el objetivo propuesto.

En cuanto a las medidas adicionales, entre las más relevantes, se está estudiando implementar:

1. Fuente de alimentación eléctrica adicional que consiste en varias opciones tales como la interconexión de uno de los nuevos GD de CNA I a barras de alimentación de la CNA II, mantener las torres de enfriamiento de dos de los GD de CNA II, uso de combustible de la caldera auxiliar para aumentar la autonomía del sistema, desconexión de cargas innecesarias para aumentar la duración de las baterías, análisis de la indisponibilidad de las líneas externas incluyendo interconexión de las líneas de 220 kV y 500 kV y conexión a un GDM.
2. Mejora de la remoción de calor residual vía los GV con inyección de agua adicional a los mismos (mediante una motobomba), usando la reserva de los tanques de los sistemas de agua de alimentación (LAA) y suministro de agua desmineralizada (GHC), y, en el largo plazo, un suministro independiente desde agua de napa.
3. Programa de gestión de accidentes severos, con medidas tales como la inundación del asentamiento o foso del reactor desde la pileta de almacenamiento de elementos combustibles gastados con el sistema de almacenamiento de agua y purificación (FAL), con reposición de agua desde el sistema GHC, o alternativamente, desde el sistema de incendio, cierre de la ventilación del edificio de distribución / maniobras UBA, más equipos portátiles de purificación, inyección de boro para garantizar la sub criticidad y el venteo de hidrógeno del alternador.

Entre otros usos del estudio de APS en relación a la evaluación de resistencia, cabe mencionar la identificación de la lista de componentes que resultan relevantes para afrontar los eventos de la base de diseño y los que están involucrados con la pileta de elementos combustibles gastados, garantizando la refrigeración a largo plazo que involucran a los sistemas de inyección de seguridad de alta presión (JND), parada mediante inyección de boro (JDJ), arranque y parada (LAH / LAJ) y suministro de agua desmineralizada (GHC).

El modelo de análisis desarrollado en el APS nivel 2 para la contención se ha utilizado también para la distribución de los equipos recombinadores de hidrógeno, los cuales se han agregado al diseño original como mejora ante la eventual progresión de un accidente severo.

3.4.3. CNE

3.4.3.1. Estudios de APS realizados

Los estudios y análisis de APS para la CNE se iniciaron a fines de 1996. Hasta el presente los completados han correspondido únicamente al nivel 1 de APS y han sido ejecutados siguiendo las guías y recomendaciones aplicables de la IAEA. En cuanto al alcance y tipo de estudio, se han incluido diferentes estados operacionales de planta y considerando eventos internos, como: Operación a Alta Potencia (OAP), Operación a Baja Potencia y Estados de Parada (BPP). Se realizó un estudio APS para otras fuentes radiactivas externas al núcleo y un estudio APS de área, considerando la inhabilitación de los sistemas de diferentes recintos del edificio del reactor, utilizado para la evaluación de riesgo por incendio.

Actualmente, se está desarrollando una nueva versión del APS de nivel 1 para eventos internos y con la nueva configuración, considerando las modificaciones de diseño que tendrá la instalación luego del Proyecto de Extensión de Vida (PEV).

Adicionalmente a esta actualización, y en base a la nueva configuración, se prevé la realización de estudios tales como: una Evaluación de Margen Sísmico (SMA, Seismic Margin Assessment); y un APS de nivel 2 cuyo alcance comprenderá eventos internos y estados de OAP y BPP.

3.4.3.2. Resultados del APS nivel 1 relacionados con la evaluación de resistencia

El APS permitió el estudio, caracterización y cuantificación de diferentes secuencias y estados finales, que se relacionan con los eventos de interés en la evaluación de resistencia. Entre estos cabe mencionar los siguientes:

- Estado Final en el cual el moderador actúa como último sumidero de calor (DI), considerando deformaciones de canales y roturas de vainas.

- Estado Intermedio comprometido, SBO en el cual se tiene la pérdida de alimentación eléctrica de Clase IV y Clase III, considerando que subsiste el sistema de suministro eléctrico de emergencia (EPS).
- Los principales eventos iniciantes contribuyentes a la frecuencia de daño al núcleo (CDF, Core Damage Frequency) que se identificaron:
 - LOCA muy pequeño (no alcanza a disparar acciones automáticas) - S3
 - Pérdida total de Agua de Servicio o Proceso, Sistema SAP - TS1
 - Rotura de alimentador del reactor (feeder) con estancamiento de caudal - SB8
- Entre otros, en base al estudio, se identificó como secuencia dominante “TS1 x 63312-PM.E3” en el evento de Pérdida de Agua de Proceso. En este caso, el segundo factor es la probabilidad de falla del operador en detener las 4 bombas principales del Sistema Primario (SPTC) antes de una hora de iniciado el evento “TS1”. Esto es esencial luego de un evento “TS1” ya que ese sistema provee enfriamiento, en especial, a las 4 bombas SPTC (sellos y cojinetes de los motores). La falta de enfriamiento a los cojinetes del motor conduciría en un plazo de aproximadamente una hora al debilitamiento de los soportes y a una alta vibración de las bombas con daños consecuentes en el SPTC como para inducir un accidente con pérdida de refrigerante (LOCA, Loss Of Coolant Accident) de un tamaño tal que requerirá la actuación de todas las etapas del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS, Emergency Core Cooling System), en especial la de baja presión (LP-ECCS). El propio evento iniciante (TS1) conduce a que este sistema no esté disponible por no ser posible el enfriamiento del intercambiador de calor del sistema (3432-HX 1) y tampoco estará disponible el moderador para cumplir su función de último sumidero de calor (MUSC) ya que sus intercambiadores-enfriadores (3211-HX 1 y 2) tampoco dispondrán de enfriamiento. Por ello no se dispondrá de ningún medio de refrigeración del combustible.

En el marco del Proyecto PEV de la CNE se prevé la implementación de numerosas modificaciones de diseño. En particular se incluyen algunos originados en los estudios de APS:

- Nueva señal de LOCA, la que será efectiva bajo el evento iniciante “S3” y se agrega a la existente,
- Nueva señal de disparo de bomba SPTC por alta temperatura en cojinetes.

La primera señal desplazará a “S3” del primer lugar como evento iniciante dominante en la CDF. La segunda modificación desplazará del primer lugar como secuencia dominante a la descrita anteriormente que incluye la falla del operador en detener las 4 Bombas SPTC. El remplazo de la acción manual por un automatismo lleva a que la primera (acción manual) pase a ser soporte (back-up) del segundo y se reduce la falla final de detención de dichas bombas.

Actualmente, se está desarrollando una nueva versión del APS de nivel 1 para eventos internos y con la nueva configuración, considerando las modificaciones de diseño que tendrá la instalación luego del PEV. Estas modificaciones aumentan la robustez de la planta ante las situaciones consideradas en la presente evaluación.

Como se explica en el punto 4.1.1.1.3., la evaluación de la seguridad sísmica de la planta es un estudio de margen sísmico basado en APS.

En particular se realiza un examen de secuencias de eventos internos de APS con estados finales de planta con daño severo en el núcleo. Y a partir de esa información se identifica la lista de las estructuras y componentes acreditados en el punto para la parada segura de la planta (SSEL).

En los modelos del APS se agregan árboles de eventos sísmicos, y árboles de falla sísmicos se incorporan las fallas inducidas por el sismo a las fallas aleatorias.

Finalmente se realiza la cuantificación de secuencias de accidentes resultantes identificando combinaciones de fallas (cutsets) que conducen a daño severo en el núcleo y grandes emisiones de material radiactivo.

INFORME DEL TITULAR DE LA LICENCIA Y EVALUACIÓN DE LA ARN

4.1. EVENTOS EXTERNOS

4.1.1. TERREMOTOS

4.1.1.1. Actividades realizadas por el operador

4.1.1.1.1. CNA I

4.1.1.1.1.1. Terremotos para los que se diseñó la planta

El diseño de la central nuclear Atucha I (CNA I), de manera consistente con los criterios y requerimientos establecidos en los años sesenta para centrales nucleares emplazadas en sitios de baja sismicidad (zona no sísmica según el informe final de seguridad de 1973) no contempló las cargas sísmicas en el diseño de las estructuras, sistemas y componentes (ESC). Sin embargo, dado que estos requerimientos han sido aumentados, se decidió realizar una evaluación de seguridad de la CNA I ante la ocurrencia de eventos externos, como sismos, a partir de una actualización de la amenaza sísmica del sitio Atucha (CNA I – II) de acuerdo al estado del arte vigente en la materia.

En el sitio de Atucha, en cercanías de la CNA I, se construyó a partir de los años 80 la Central Nuclear Atucha II (CNA II). Los criterios de diseño originales de la CNA II utilizados por KWU/Siemens estaban basados en una aceleración máxima de suelo de 0,05 g como fue acordado en el contrato con las autoridades de Argentina (CNEA, Comisión Nacional de Energía Atómica). Fueron aplicados principios de diseño y medidas de construcción válidas para regiones con baja sismicidad. Los componentes mecánicos y eléctricos, incluidos sus soportes, se diseñaron para una aceleración máxima horizontal de 0,15 g y una aceleración máxima vertical de 0,075 g.

Tras el inicio de la construcción de la CNA II en 1980, fue desarrollada por parte de la CNEA una evaluación del riesgo sísmico específica para el sitio (GNZ, Gil-Nafa-Zamarbide), utilizando una aproximación determinística (Deterministic Seismic Hazard Analysis, DSHA), la cual concluyó que el riesgo sísmico en el sitio de Atucha corresponde a una aceleración máxima de suelo de 0,10 g. Sobre esa base, la Autoridad Regulatoria, en 1985, solicitó que NA-SA desarrolle una evaluación de seguridad sísmica de algunos sistemas de la CNA II relacionados con la seguridad.

La mencionada evaluación identificó tres fuentes sismo-tectónicas y, utilizando varias relaciones de atenuación disponibles en ese tiempo, calcularon los valores de aceleración, tanto pico como espectral que serían generadas por esas tres fuentes. De hecho, la fuente que eventualmente gobernaba el diseño fue un terremoto de magnitud $M=5,5$, postulando su ocurrencia en la falla del Paraná ubicada 20 km al este del sitio.

El espectro estándar de respuesta de banda ancha (“broad band standard response spectrum”) recomendado por la US NRC Regulatory Guide 1.60 (que también se presentó en el apéndice de la Guía de Seguridad del OIEA aplicable en 1981, 50-SG-S1) fue utilizado para representar el movimiento del suelo. Este espectro de respuesta caracteriza a un amplio rango de frecuencias del mismo.

Recientemente se decidió realizar una evaluación de seguridad de la CNA I ante la ocurrencia de eventos externos, como sismos, a partir de una actualización de la amenaza sísmica del sitio Atucha de acuerdo al estado del arte vigente en la materia.

Para llevar a cabo la actualización de la amenaza sísmica del sitio Atucha de la CNA I-II, NA-SA contrató a dos consultores internacionales: James J Johnson & Associates (JJJ, de USA) y AECL (de Canadá) quienes efectuaron de forma independiente una evaluación probabilística de la amenaza uniforme del sitio (PSHA, Probabilistic Seismic Hazard Assessment). Como se desarrollará más adelante, ambos estudios han sido coincidentes en lo que respecta a la determinación de la aceleración pico del suelo y proporcionan un marco sólido para la evaluación de seguridad de la CNA I, dado que:

- Ambos estudios utilizaron bases de datos geológicas, geofísicas y sismológicas similares,
- Consideran las diversas incertezas aleatorias y epistémicas de manera adecuada,
- Se siguieron los principios delineados en la Guía de Seguridad del Organismo Internacional de Energía Atómica (IAEA Safety Guide SSG-9 “Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations”).

A continuación se presentan brevemente ambos estudios y las conclusiones de una revisión de pares que se realizó sobre los mismos “Peer Review of Aspects of the Seismic Safety Evaluation Programme of CNA II – Argentina” JJJ & Associates, marzo 2012.

4.1.1.1.1.1. Estudio de AECL

El propósito del estudio realizado por la empresa D’Appolonia para AECL consiste en una actualización de la evaluación de amenaza sísmica con el fin de determinar si las bases de diseño postuladas por GNZ en el año 1981 son actualmente válidas. Esta actualización incluye una revisión de las suposiciones determinísticas usadas por GNZ para definir las bases de diseño sísmicas, pero lo principal es una comparación del espectro de respuesta de diseño de GNZ con un espectro de amenaza constante (UHS, Uniform Hazard Spectra) derivado de una evaluación de la amenaza sísmica con enfoque probabilístico, que se corresponde con los estándares actuales del OIEA.

De acuerdo a la Specific Safety Guide SSG-9 del OIEA, el máximo movimiento vibratorio de diseño es denominado SL-2. Para este nivel de movimiento de suelo se requiere que la probabilidad de excedencia durante la vida de la planta sea muy baja y que represente el máximo nivel de movimiento de suelo para los propósitos de diseño. La experiencia de D’Appolonia indica, de manera consistente con la normativa internacional, que el requerimiento normal para una instalación sea una probabilidad anual de 10^{-4} (es decir un período de retorno de 10.000 años).

El cálculo del estudio probabilístico de la amenaza sísmica, requiere básicamente 3 consideraciones, las que constituyen el modelo de sismicidad de la región.

- Geometría de la Fuente. Es la descripción geográfica de las fuentes sísmicas en la región del sitio. Es una porción de la tierra asociada a una falla tectónica o, si no puede ser localizada ninguna falla, con un área de sismicidad homogénea. La geometría de la fuente determina la probabilidad de la distribución de la distancia del terremoto al sitio.
- Sismicidad. Corresponde a la tasa de ocurrencia y magnitud de la distribución de los terremotos dentro de cada fuente sísmica.
- Funciones de Atenuación. Son relaciones que permiten estimar los parámetros del movimiento del suelo en el sitio, como una función de la magnitud del terremoto, la distancia de la fuente al sitio y las condiciones del suelo en el sitio.

D’Appolonia describe las características geológicas y tectónicas de la región y la sismicidad histórica. La región alrededor de CNA I - CNA II (se consideró una región con radio de 320 km) ha experimentado una sismicidad histórica mínima. Este hecho hace que no sea práctico definir una tasa de recurrencia, por lo que se adoptó una distribución de terremotos basada en consideraciones del comportamiento de regiones continentales estables (SCR) a lo largo del mundo, empleando la metodología definida por el EPRI para tal caso. El modelo empleado puede verse en la *Figura N° 4-1*.

Se presenta luego un catálogo de eventos sísmicos dentro de una ventana de estudio acotada tanto en latitud como en longitud. Los valores fueron transformados en el caso correspondiente a Magnitud Momento, según se muestra en la *Figura N° 4-2*.

Posteriormente se caracterizaron las fuentes sísmicas a través de relaciones de recurrencia, que describen el número y la magnitud de eventos históricos y esperados en la fuente. También se definió el límite superior de magnitud capaz de generarse en una fuente del modelo.

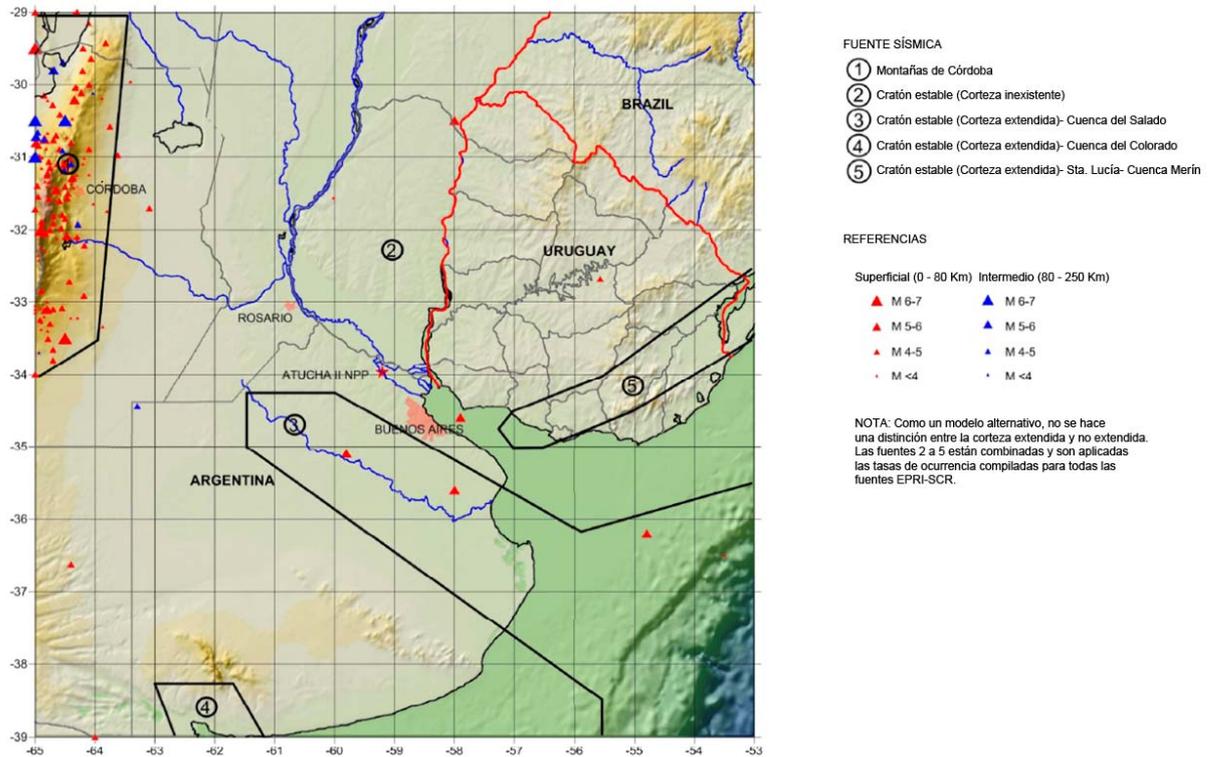


Figura N° 4-1: Modelo de fuentes de eventos sísmicos adoptado en el estudio.

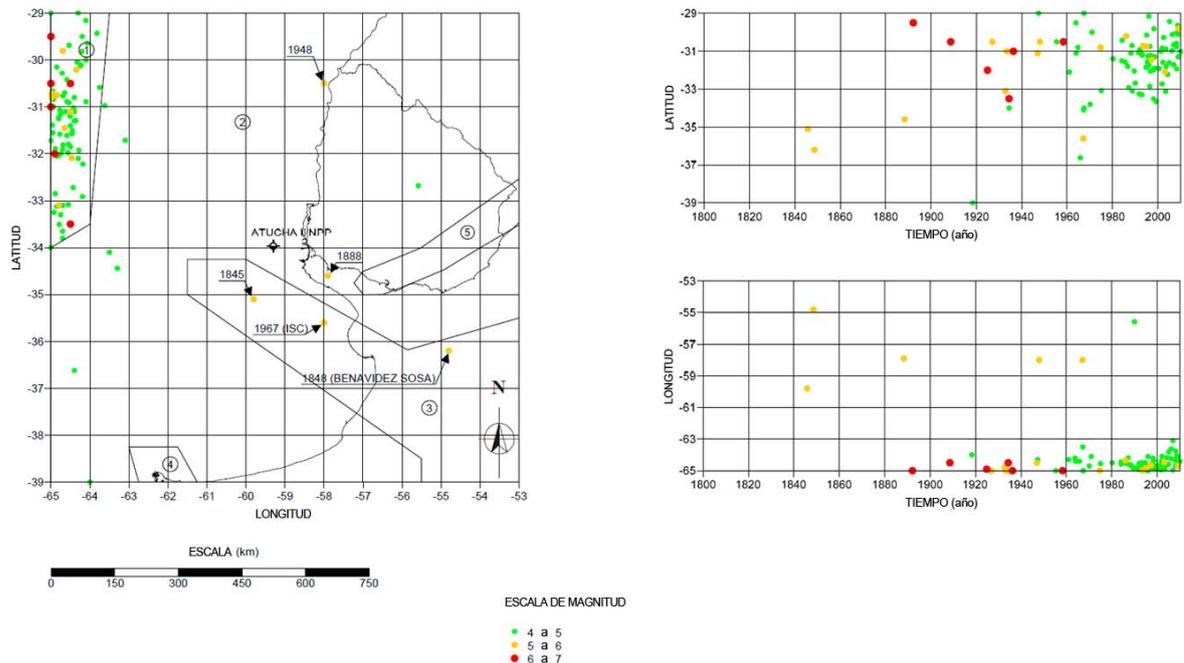


Figura N° 4-2: Catálogo de eventos sísmicos acotados a latitud – longitud.

Como el sitio de CNA I - II es localizado dentro una región continental estable, las ecuaciones de predicción del movimiento del suelo (GMPE), también llamadas relaciones de atenuación, desarrolladas para regiones de intraplaca, son las más apropiadas. Por las características de la velocidad de la onda de corte debajo del suelo de fundación se hace necesario considerar efectos de amplificación. Para esto, se le aplicó un factor de peso apropiado en el árbol lógico a la GMPE de

Atkinson y Boore (2006) ya que es la única ecuación dentro de las seleccionadas que permite estimar el movimiento del suelo para roca y condiciones específicas del suelo.

El estudio también incluye consideraciones de incertidumbres, distinguiéndolas entre:

- Aleatorias. Resultantes de la variación estocástica del fenómeno natural. No pueden ser reducidas incluso con información adicional.
- Epistémicas (modelado). Son las incertidumbres que resultan de la falta de conocimiento del fenómeno natural. En principio esta incertidumbre puede ser reducida con la recolección de información adicional.

Es importante esta distinción, pues los dos tipos de incertidumbre se tratan de manera diferente. Las epistémicas se disminuyen usando una formulación de árbol lógico. Esto implica considerar diferentes modelos sismotectónicos, GMPE, tasas de sismicidad y límites superiores de magnitudes utilizando distintos factores de peso en función de las hipótesis que se planteen.

En cuanto a los resultados del análisis probabilístico se destacan los siguientes:

- Curvas de amenaza sísmica (es decir curvas que relacionan la aceleración espectral en función de la probabilidad anual de excedencia - en roca -).
- Espectro de Amenaza Constante (para un período de retorno de 10.000 años para roca y para un suelo con velocidad de onda de corte de 350 m/s). Está agregado el espectro de GNZ para comparación.
- Desagregación de la amenaza sísmica (amenaza sísmica en función de la magnitud y la distancia).

En la *Figura N° 4-3* se puede ver el Espectro de Amenaza Constante (media, mediana y fractales 15 y 85) comparado con el espectro de GNZ, por lo que D'Appolonia concluye que los espectros de respuesta de pisos derivados del espectro de GNZ son conservativos.

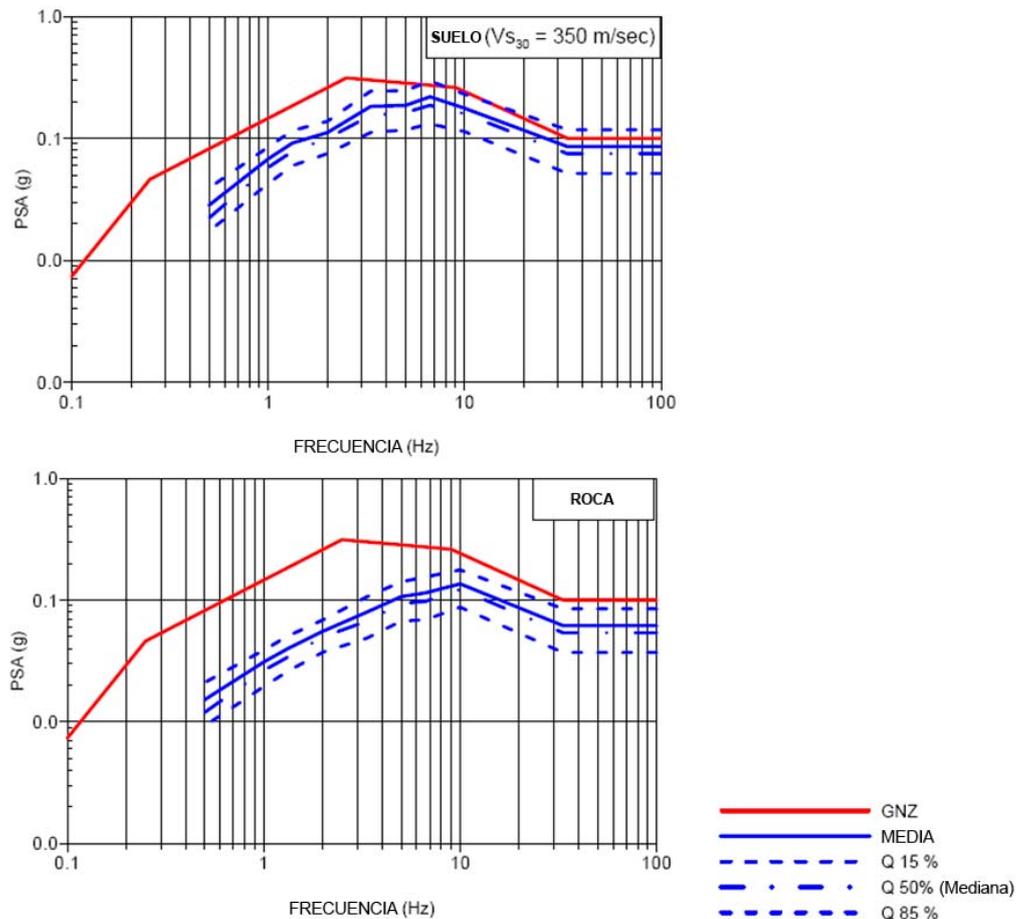


Figura N° 4-3: Comparación de espectros de amenaza constante correspondientes a GNZ y D'Appolonia.

4.1.1.1.1.2. Estudio de JJJ y Asociados

Adicionalmente a lo comentado más arriba, la consultora JJJ y Asociados (JJJ) realizó un estudio probabilístico para la evaluación de la amenaza sísmica dentro del marco de las tareas destinadas a la evaluación de mecánica de fractura para el sistema primario.

En dicho estudio, las siguientes zonas fueron consideradas como fuentes sísmicas:

1. Andes.
2. Pre-Andes.
3. Falla del Paraná (fue considerada en un modelo y en otro no).
4. Sismicidad de fondo, con magnitud máxima de 6.

Estas zonas se muestran a continuación en la *Figura N° 4-4*.

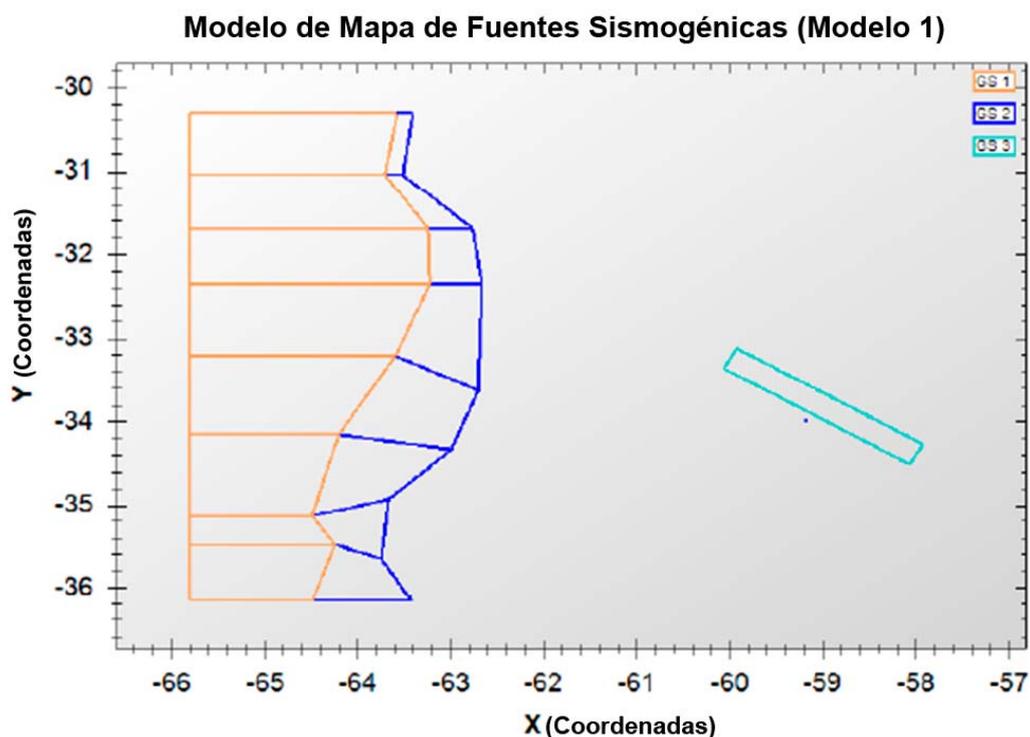


Figura N° 4-4: Modelo de fuentes de eventos sísmicos considerados en el estudio.

Las ecuaciones de predicción del movimiento del suelo fueron seleccionadas en función de las distancias al sitio de emplazamiento y de las características del mismo.

Como resultados del estudio se presentan:

- Curvas de peligro sísmico (Peak ground acceleration, spectral acceleration para diferentes frecuencias, con un rango de probabilidad de excedencia de 10^{-6}). Ver *Figura N° 4-5*.
- Espectro uniforme de riesgo –UHS. Ver *Figura N° 4-6*.

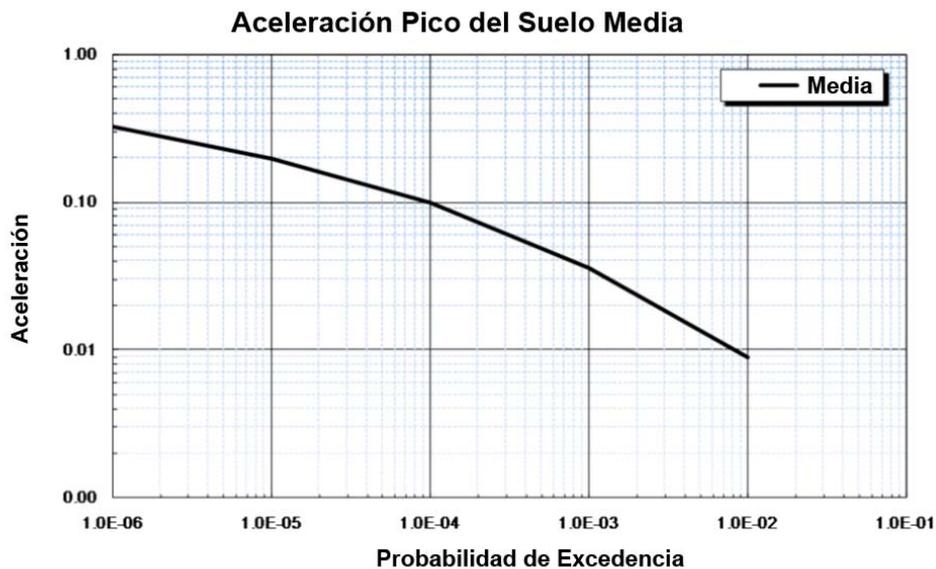


Figura N° 4-5: Curva de riesgo sísmico para el sitio de CNA I-CNA II.

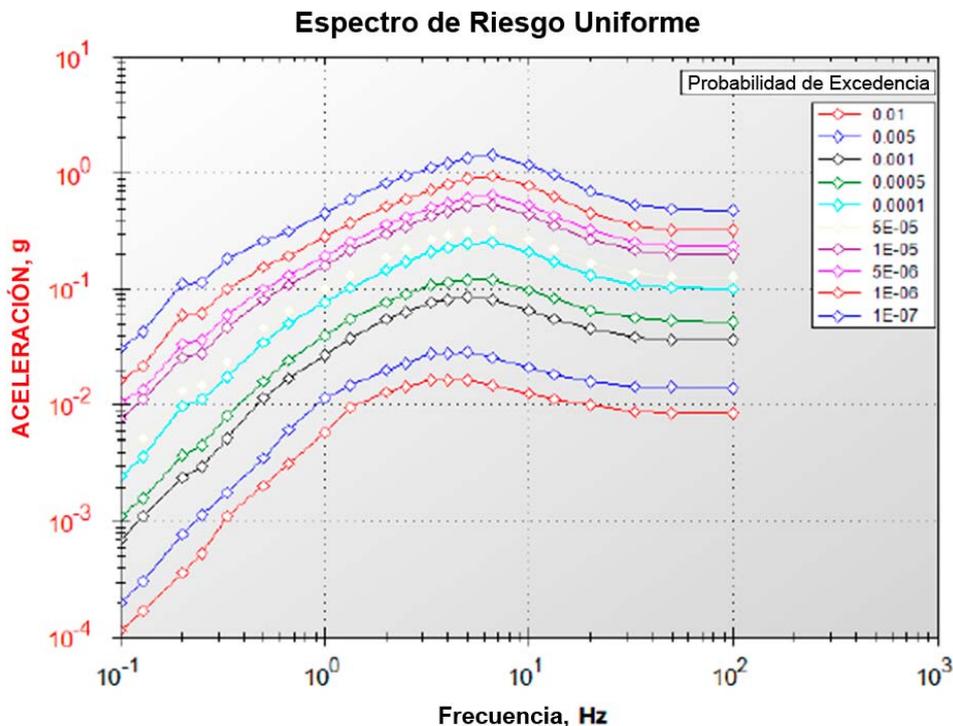


Figura N° 4-6: Espectro uniforme de riesgo para las distintas probabilidades de excedencia.

4.1.1.1.1.3. Comparación entre los estudios de AECL y JJJ

La comparación realizada entre ambos estudios concluyó que el riesgo sísmico para el sitio de la CNA I-II se puede basar en los resultados obtenidos de ambos estudios de PSHA, el Estudio de JJJ y el Estudio de AECL. La media del Espectro de Respuesta de Riesgo Uniforme correspondiente a 10^{-4} (Uniform Hazard Response Spectra, UHRS) constituye la base para la definición de un terremoto base de diseño en el futuro para las nuevas instalaciones nucleares, y para la definición del terremoto de revisión (RLE, Review Level Earthquake) para la evaluación de seguridad sísmica de las actuales CNA I y CNA II. Los resultados del Estudio de JJJ para la media 10^{-6} UHRS constituyen la base para otras evaluaciones, incluyendo el estudio de mecánica de fractura del Sistema de Suministro de Vapor Nuclear (NSSS, Nuclear Steam Supply System) de la CNA II y otras aplicaciones relacionadas con el riesgo.

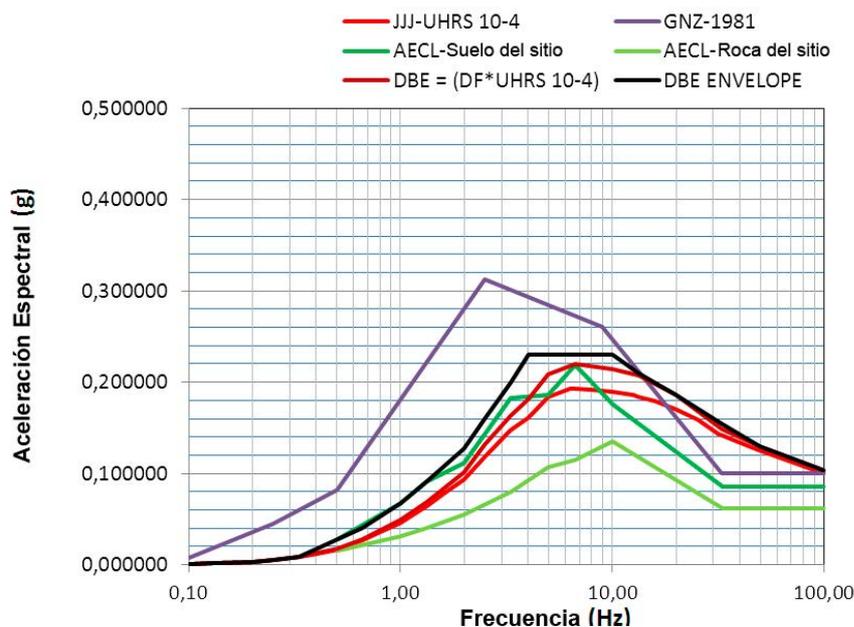


Figura N° 4-7: Espectro envolvente del espectro de respuesta de riesgo uniforme (UHRS) obtenido del estudio de JJJ/AECL, incluyendo consideraciones de US ASCE43-05/DF.

4.1.1.1.1.2. Previsiones para proteger la planta del DBE

La CNA I no fue originalmente diseñada ni calificada considerando la acción de terremotos severos. Sin embargo, y gracias a criterios conservativos que se aplicaron en el diseño y a la robustez de las estructuras, sistemas y componentes (ESC) típicos de una central nuclear, se considera que existe una capacidad intrínseca de resistir eventos sísmicos de cierto nivel. En el caso de la CNA I, esta capacidad se determinará mediante el desarrollo de la metodología de “evaluación del margen sísmico” la cual consiste en evaluar el estado de los ESC en relación con su capacidad de desempeñar su función de seguridad ante la ocurrencia de un terremoto específico.

Dicha metodología se orienta a determinar una capacidad sísmica de “alta confianza” para la central nuclear en su conjunto, llamada capacidad de “alta confianza de baja probabilidad de falla” (HCLPF, High Confidence of Low Probability of Failure), la cual es una estimación del nivel de sismo para el que se podrían ver afectadas las funciones fundamentales de seguridad. En los estudios de margen sísmico, se considera que la capacidad HCLPF es el nivel de movimiento sísmico para el cual existe un 95% de confianza de que la probabilidad de un fallo relevante en los sistemas de seguridad de la central sea inferior al 5%.

El empleo de esta metodología resulta un enfoque adecuado y suficiente para la CNA I considerando el bajo nivel de la amenaza sísmica del sitio y la antigüedad de la instalación.

La determinación del RLE que se usará en la evaluación de seguridad de la CNA I se obtiene a partir de la media del espectro de respuesta de riesgo uniforme para una probabilidad de excedencia de 10^{-4} y teniendo en cuenta lo dicho anteriormente el mismo constituye una base sólida en concordancia con los objetivos de seguridad internacionales.

Los objetivos del programa de evaluación de seguridad sísmica son: demostrar el margen de seguridad sísmica de la CNA I para el nivel de revisión RLE y confirmar que no existen efectos de corte abruptos / situaciones límite (cliff edge effects).

4.1.1.1.1.2.1. Identificación de ESC necesarios para poder alcanzar una condición de parada segura

Como se comentó anteriormente, la CNA I está realizando una evaluación del margen sísmico. Para el desarrollo de esta evaluación, la operadora contrató a JJJ con quienes acordaron el empleo de la metodología de Margen de Falla Determinístico Conservativo (CDFM, Conservative Deterministic Failure Margin) documentada en EPRI NP6041-SL, “A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin”.

La aplicación de esta metodología requiere la definición del RLE, que en el caso de la CNA I, se definió en base a los resultados del PSHA tomando el espectro de riesgo uniforme de 10^{-4} /año

ajustado para ser consistente en cuanto al riesgo, con la aplicación de la metodología ASCE/SEI 43-05, "American Society of Civil Engineers, Seismic Design Criteria for Structures, Systems and Components in Nuclear Facilities", 2005.

El empleo de la metodología CDFM resulta un enfoque conservativo por cuanto las cargas que se usan para la verificación de las ESC son aquellas generadas por el sismo RLE combinadas de manera simultánea con las cargas de operación normal.

El programa para la evaluación sísmica consta de cinco fases, a saber:

- Fase 1: Alcance del estudio y recorridas de inspección preliminares de la planta,
- Fase 2: Desarrollo de una lista de equipos de parada segura (SSEL, Safe Shutdown Equipment List) y recorrida de inspección de sistemas (System Walkdown),
- Fase 3: Respuesta sísmica y evaluación de la capacidad de las ESC,
- Fase 4: Recorrida de inspección de la capacidad sísmica y proceso de cribado,
- Fase 5: Análisis detallado y evaluación para la calificación sísmica.

La fase 1 se completó en diciembre de 2011. Las fases 2 y 3 son necesarias para proceder con la fase 4, la cual está programada para mayo de 2012. Con respecto a la fase 5, su realización está prevista para 2015.

4.1.1.1.1.2.1.1. Fase 1

Como se dijo anteriormente, la fase 1 comprende la determinación del alcance de la evaluación y una recorrida preliminar de planta, las cuales se encuentran finalizadas.

El alcance que se definió para la evaluación de margen sísmico (SMA) comprende:

- Procedimiento de parada segura y número de caminos de éxito: de acuerdo a la metodología del EPRI se definieron dos caminos de éxito con los objetivos de alcanzar la parada segura de la planta (caliente o fría) y el mantenimiento de la planta en esa condición. Los caminos de éxito incluyen los sistemas de primera línea y de soporte, y al menos un camino de éxito debe mitigar un LOCA (Loss of Coolant Accident) pequeño.
- Suposiciones operativas propuestas:
 - Pérdida de suministro eléctrico externo y no recuperación en un período de 72 horas.
 - No se postula LOCA grande.
 - LOCA pequeño iniciado por el sismo.
 - Se deben identificar los componentes en los caminos de éxito.
 - La asistencia externa no está disponible por 72 horas.
 - Otras cuestiones surgidas de las fases 2, 3, 4 y 5 según corresponda. Análisis del sistema nuclear de generación de vapor (NSSS). Revisión de los relés críticos: se identifican dentro del SSEL.
 - Determinación del alto grado de confianza de baja probabilidad de falla (HCLPF) empleando la metodología del EPRI.
 - Empleo de tablas de cribado según EPRI NP-6041.

En cuanto a los resultados de la recorrida preliminar de planta, se resalta que la misma sirvió para que el consultor se familiarice con el diseño y operación de la planta, a la vez que permitió identificar las medidas correctivas de fácil implementación (easy fix) como así también las medidas urgentes tendientes a reducir las vulnerabilidades que son obvias: problemas de interacción (impacto, caída, spray, inundación), y otros riesgos internos de la planta relacionados con equipamiento temporario. La recorrida de planta alcanzó los edificios de Casa de Bombas, de Maniobras, de Turbina, del Reactor y Anular, Auxiliar y Segundo Sumidero de Calor.

El SMA utiliza el concepto de camino de éxito como parte del análisis. El camino de éxito está constituido por el conjunto de equipos que deben permanecer funcionales ante la ocurrencia de un sismo postulado RLE y que, de ser operados apropiadamente, permiten la parada segura de la planta y su permanencia en dicho estado durante 72 horas posteriores al sismo. Para demostrar entonces el margen sísmico de un camino de éxito, se debe evaluar el margen sísmico del componente más débil del camino de éxito. Además, la actuación de los operadores debe ser compatible con los procedimientos establecidos y el entrenamiento acorde.

Siguiendo la metodología EPRI se seleccionaron dos caminos de éxito lo más independientes posibles. Para ambos caminos de éxito se asume la pérdida de la fuente de alimentación externa y específicamente, uno de ellos debe ser capaz de mitigar un LOCA pequeño. Al respecto, se señala que

si bien se asume que el límite de presión del sistema primario resiste el sismo RLE, se considera la existencia de una fuga debido a roturas de pequeñas cañerías conectadas al sistema primario o sistemas soportes (por ejemplo, provenientes de sistemas de instrumentación y/o auxiliares) incluyendo posibles fugas originadas por la máquina de carga. Se propone cubrir el escenario LOCA causado por la falla a la apertura de la válvula del presurizador. Los caminos de éxito que se analizan en la CNA I son:

- LOCA pequeño – apertura de una válvula de seguridad del presurizador.
- Pérdida de suministro eléctrico a las barras de consumo propio normal.

4.1.1.1.1.2.1.2. Fase 2

Como parte del trabajo previsto en esta fase, se identificaron los ESC necesarios para llevar a parada segura el reactor y se confeccionó la SSEL del modelo de Análisis Probabilístico de Seguridad (APS). Se resalta que todas las ESC listadas son necesarias para realizar la parada segura del reactor y mantenerlo en esa condición, para extraer el calor residual y para evitar posibles liberaciones de sustancias radiactivas (funciones básicas de seguridad) durante y luego del sismo de revisión.

A la SSEL mencionada arriba se adicionan los siguientes componentes por ser de importancia para la parada segura de la planta y su permanencia en dicho estado por 72 horas posterior al sismo, así como para asegurar las condiciones del elemento combustible gastado:

- Componentes relacionados con la cabecera “Falla de la inyección de los acumuladores de alta presión”.
- Válvulas que deben cerrar con la señal de cierre de la contención.
- Componentes del sistema antiincendio UY.
- Cañerías relacionadas con las piletas de elementos combustibles.
- Cañerías de longitud importante que no poseen soportes, ubicadas tanto en zona convencional como controlada.
- Tanques del sistema de control de volumen (TA).
- Componentes del sistema de abastecimiento (TN) relacionados con el sistema de máquina de carga (PL) y con el sistema de botella basculante (PS).
- Componentes necesarios para la alimentación de agua desde pileta 2 hasta las piletas de elementos combustibles, mediante la bomba de llenado RL 33D01 (ver punto 4.3.1.1.1.3).

4.1.1.1.1.2.1.3. Fase 3

Esta fase se encuentra en desarrollo y su alcance es el siguiente:

- Respuesta sísmica dinámica de las estructuras de los edificios.
- Cálculos de respuesta espectral en la estructura.

A continuación, utilizando la información de calificación disponible o criterios de calificación en base a la experiencia, se determina de manera preliminar la capacidad sísmica de cada uno de los componentes de la SSEL (superior o inferior al RLE).

Se prevé su finalización para fines del primer semestre de 2012.

4.1.1.1.1.2.1.4. Fase 4

Esta fase tiene como alcance una recorrida de planta (walkdown) para determinar la capacidad sísmica de los componentes que conforman la SSEL y se prevé su realización para fines de junio de 2012.

El objetivo de esta fase es el desarrollo del cribado de los elementos de la SSEL de acuerdo a la metodología SMA seleccionada. En este sentido, los componentes a ser visitados en la recorrida se dividen en tres grupos:

- Los elementos de alta capacidad sísmica que directamente pasan el cribado e integran el camino de parada segura. Su robustez será establecida basándose en el juicio ingenieril y la experiencia.
- Los de baja capacidad que deben ser rechazados a menos que se los reemplace o mejore.
- Aquellos que requieren que se calcule su HCLPF.

4.1.1.1.1.2.2. Principales previsiones existentes

La CNA I está trabajando para implementar medidas adicionales tendientes a evitar el daño al núcleo del reactor o al combustible quemado luego de ocurrido el sismo. Además, como resultado de la

recorrida en planta se identificaron medidas correctivas (easy fix) que, con el objetivo de reducir las vulnerabilidades identificadas y aumentar la robustez de la instalación, se implementarán a fines del primer semestre de 2012.

4.1.1.1.1.2.2.1. Generador diesel móvil

Se está analizando la instalación de un equipo generador diesel móvil (GDM) auxiliar que pueda ser conectado, en caso de necesidad, en diversos puntos de la planta. La especificación del mismo será determinada de modo tal que pueda sobrellevar el escenario más desfavorable, con lo cual se asegura su operación en escenarios de menor demanda.

Como primera etapa de este estudio, se considera que el nuevo GDM deberá tener la capacidad de alimentar a los siguientes componentes con el objetivo de mantener el núcleo controlado:

- Una bomba de control de volumen TA4 y las válvulas para el ingreso al primario.
- Bomba de agua de alimentación a los GV (RL33D01).
- Válvulas y control del venteo regulado de los GV.
- Bomba del sistema de abastecimiento de agua potable (UJ) y una bomba que pueda conectarse a la impulsión de un ramal del sistema segundo sumidero de calor (RX) para que pueda refrigerar el núcleo mediante un GV con las válvulas correspondientes a ese ramal.
- Una bomba que tome agua de la napa y alimente a las piletas.

La implementación está programada para el primer semestre de 2013.

4.1.1.1.1.2.2.2. Instrumental sísmico

Como parte de la reevaluación de la amenaza sísmica del sitio de CNA I, se está analizando la instalación de instrumentación sísmica adicional dentro de la central nuclear y en campo libre, en un radio de 20 km a 40 km alrededor de la central.

La instalación del instrumental sísmico permitirá conocer la existencia de un sismo de magnitud considerable, disponer de información útil para la toma de decisiones operativas en caso de un sismo de gran magnitud que atente contra equipos y estructuras de la planta. Además, se podrá confirmar el modelo sismo tectónico adoptado para la reevaluación de la amenaza sísmica, en particular a través de la comprobación de la atenuación del suelo de la zona.

4.1.1.1.1.2.2.3. Medidas Correctivas (easy fixes)

Las modificaciones que se implementarán durante la parada programada de mayo – junio de 2012 tienen el siguiente alcance:

- Gabinetes eléctricos e I&C en pisos elevados: se implementará un anclaje a la losa del piso inferior y/o superior reforzados en dos direcciones horizontales.
- Baterías: se instalarán restricciones adicionales a los racks para evitar que se deslicen.
- Paneles de la sala de control: se reforzarán los paneles por arriba a la pared de concreto posterior.
- Generadores diesel de emergencia: se construirá una pared baja de concreto alrededor del foso para prevenir el daño por inundación a los generadores diesel.

4.1.1.1.1.3. Proceso que garantiza el cumplimiento de las bases de licenciamiento

En su diseño original no se consideró el efecto de cargas sísmicas. No obstante, se decidió ampliar la base de licenciamiento mediante la realización del SMA. En dicho contexto, como se comentó en secciones previas, la planta realizó recientemente una inspección detallada con el objetivo de conocer su capacidad sísmica e identificar la necesidad de implementación de mejoras y/o modificaciones. Algunos de los hallazgos de la mencionada inspección son los denominados “easy fixes”, los cuales fueron abordados en el punto anterior.

4.1.1.1.1.4. Actividades y pruebas específicas de verificación ya iniciadas por la planta luego del accidente de Fukushima

NA-SA decidió realizar una evaluación SMA a los efectos de determinar la capacidad de la planta para hacer frente a eventos sísmicos más allá de las bases de diseño, considerando un RLE de 0,1 g PGA basado en el enfoque de la Regulatory Guide 1.208 de la NRC.

4.1.1.1.1.5. Evaluación de márgenes

4.1.1.1.1.5.1. Severidad del terremoto a partir del cual se vuelve inevitable el daño al combustible

Como se comentó anteriormente, se está realizando una reevaluación del margen sísmico de la planta a partir de la metodología SMA, por la cual se proveerá una medida del HCLPF de la robustez de la planta ante sismos severos. El criterio de aceptación es tal que los ESC de los dos caminos que conducen a parada segura de la planta deben tener una capacidad mayor que 0,10 g PGA con una recurrencia de 10^{-4} /año. En consecuencia, las funciones de seguridad cubrirán el nivel 3 de defensa en profundidad.

La robustez de la planta será mejorada a partir de la implementación de un conjunto de medidas como:

- Implementación de medidas conocidas como “easy fixes” durante la próxima parada programada de mayo – junio 2012.
- Reposición de inventario de agua al sistema Segundo Sumidero de Calor (SSC) con el objetivo de asegurar su actuación por un plazo de 72 horas, sin ayuda externa. Está previsto implementar esta mejora en 2013.
- Provisión de un GDM auxiliar a ser conectado, en caso de necesidad, en diversos puntos de la planta. Está previsto implementar esta mejora en 2013.
- Finalización en el transcurso del tercer trimestre de 2013 del nuevo sistema eléctrico de emergencia, el cual ha sido diseñado considerando cargas sísmicas resultantes de la calificación sísmica del sitio actual. Implementación de un sistema alternativo para alimentar a las piletas de almacenamiento de elementos combustibles que permita el monitoreo de parámetros relevantes desde el exterior del edificio de piletas (está previsto implementar esta mejora en 2013).

4.1.1.1.1.5.2. Máximo terremoto que la planta podría soportar sin perder la integridad de la contención

La integridad de la estructura de la contención de la CNA I será verificada para un terremoto más exigente que el RLE y que corresponde a un sismo de recurrencia 10^5 años. Por lo tanto la capacidad de la estructura de la contención será evaluada para una demanda sísmica correspondiente con una frecuencia anual de excedencia 10^{-5} . En consecuencia, la función de confinamiento de la contención cubrirá el nivel 4 de defensa en profundidad.

Adicionalmente de los resultados que se obtendrán del SMA y las mejoras que surjan de ese estudio, se decidió instalar medidas para el manejo de accidentes severos, como recombinadores pasivos autocatalíticos -passive auto-catalytic recombiners (PARs)- tendientes a garantizar la función de contención. En relación a los recombinadores, durante la parada programada de mayo – junio 2012, se determinará la ubicación de los mismos teniendo en cuenta la geometría y liberación de hidrógeno dentro de la contención. Se estima que se terminarán de instalar aproximadamente 50 equipos hacia fines 2016.

4.1.1.1.1.5.3. Terremotos que excedan el DBE y provoquen inundaciones o bajantes que sobrepasen el nivel de la inundación o bajante base de diseño

La represa más próxima al sitio Atucha es la de Yaciretá a 1200 km río arriba. Un terremoto en la zona de Yaciretá que exceda la base de diseño de la represa, capaz de romperla, provocará un nivel extremo del río que es precisamente el considerado en el punto de inundaciones (4.1.2.1.1.). La onda de crecida llegará a Atucha del orden de 30 días después de la rotura. La CNA I cuenta con el sistema segundo sumidero de calor (SSC) capaz de remover el calor en las situaciones en que la casa de bombas esté indisponible. La CNA II ha considerado la rotura de la represa dentro de su base de diseño de manera que la casa de bombas ha sido diseñada para ese nivel extremo. Como se explicita en el punto correspondiente, CNA I tiene previsto agregar una bomba (cuarta bomba) a su sistema de refrigeración asegurado de agua de río (UK) que estará alojada en la casa de bombas de CNA II, capaz de soportar el nivel máximo que viene dado por la rotura de la represa de Yaciretá (mejora a la instalación). A su vez estos sistemas (SSC y UK) serán revisados dentro del listado de ESC de la reevaluación sísmica de la planta.

Cabe señalar que el efecto de la rotura de represas aguas arriba de Yaciretá en el río Paraná queda acotado por la rotura de la misma represa de Yaciretá.

Se está verificando con especialistas el escenario en el cual un sismo que afecte a Yaciretá pueda ser coincidente con uno en el sitio de Atucha. Se prevé que dicha respuesta esté disponible a fin de 2012.

4.1.1.1.2. CNA II

4.1.1.1.2.1. Terremotos para los que se diseñó la planta

Los criterios de diseño originales de la CNA II utilizados por KWU/Siemens estaban basados en una aceleración máxima de suelo de 0,05 g como fue acordado en el Contrato con las autoridades de Argentina en el rol de Titular de la Licencia en ese momento (CNEA, Comisión Nacional de Energía Atómica). Fueron aplicados principios de diseño y medidas de construcción válidas para regiones con baja sismicidad. Los componentes mecánicos y eléctricos, incluidos sus soportes, se diseñaron para una aceleración máxima horizontal de 0,15 g y una aceleración máxima vertical de 0,075 g.

Tras el inicio de la construcción de la CNA II en 1980, fue desarrollada por parte de la CNEA una evaluación del riesgo sísmico específica para el sitio (GNZ, Gil-Nafa-Zamarbide) utilizando una aproximación determinística (DSHA, Deterministic Seismic Hazard Analysis), la cual concluyó que el riesgo sísmico en el sitio de Atucha corresponde a una aceleración máxima de suelo de 0,10 g. Sobre esa base, la Autoridad Regulatoria, emitió en 1985 un requerimiento regulatorio, RQ-26, solicitándole a NA-SA, Titular de la Licencia, que desarrolle una evaluación de seguridad sísmica de algunos sistemas de la CNA II relacionados con la seguridad. Dicho RQ-26 requería lo siguiente:

“En los sistemas relacionados con la seguridad, deben efectuarse análisis dinámicos para obtener el comportamiento de esos sistemas cuando el sitio donde está ubicada la Central es excitado por un sismo cuyas características, son las obtenidas en el punto específico para el lugar de la CNA II efectuado por la ER Consultoría (Gil-Nafa-Zamarbide).

Los análisis a realizar pueden ser simplificados, teniendo en cuenta como mínimo v.g: los lineamientos del trabajo: H. Shibata, 7 Smirt, K12/10 Aug. 1983 pero suficientemente detallados como para ser representativos del comportamiento de los sistemas. Los sistemas a analizar serán como mínimo todos los relacionados con el funcionamiento del primario y del moderador (bombas, cañerías, válvulas, etc.) y sistemas que deben necesariamente funcionar para llevar a parada fría al reactor y mantenerlo en estas condiciones tanto tiempo como sea necesario.”

La evaluación de amenaza sísmica de GNZ identificó tres fuentes sismo-tectónicas y, utilizando varias relaciones de atenuación disponibles a ese tiempo, calcularon los valores de aceleración, tanto de pico como espectral que serían generadas por esas tres fuentes. De hecho, la fuente que eventualmente gobernaba el diseño fue un terremoto magnitud Richter $M = 5.5$, postulando su ocurrencia en la falla del Paraná ubicada 20 km al este del sitio.

El espectro estándar de respuesta de banda ancha (“broad band standard response spectrum”) recomendado por la US NRC Regulatory Guide 1.60 (que también se presentó en el apéndice de la Guía de Seguridad del OIEA aplicables en 1981, 50-SG-S1) fue utilizado para representar el movimiento del suelo. Este espectro de respuesta caracteriza a un amplio rango de frecuencias del espectro.

GNZ aconsejó realizar estudios complementarios del suelo del sitio de Atucha, para lo cual se llevaron a cabo estudios Aeromagnéticos con los asesores Woodward-Clyde and Associates y el Servicio de Hidrografía Naval.

El estudio realizado por Woodward-Clyde para CNA II en 1986, correlacionó los resultados de las perforaciones disponibles y los pozos que rodean el sitio de la CNA II con la conclusión de que podría haber fallas en la Formación Paraná (Mioceno), pero no hay evidencia para indicar la deformación en la Formación Puelches (Pleistoceno Inferior).

Al final de 1994, la empresa Kajima de Japón, la Universidad de Córdoba y ENACE (Empresa Nacional de Energía, constructor en el inicio del proyecto) desarrollaron estudios dinámicos del Edificio del Reactor para determinar sus modos de vibración y frecuencias características para permitir la calibración de modelos numéricos del reactor en un futuro cercano.

Después de esa fecha y hasta el año 2006, en concordancia con la demora en la construcción de la planta, no hubo actividad en temas relacionados con el comportamiento dinámico de la CNA II. Al final de ese año comenzaron los contratos con Atomic Energy Canada Limited (AECL) con el fin de responder los problemas descriptos en el mencionado requerimiento regulatorio RQ-26.

Una actividad encarada fue la re-evaluación de la amenaza sísmica del sitio de Atucha. En este sentido, NA-SA contrató a dos consultores internacionales: James J Johnson & Associates (JJJ, de EE.UU.) y AECL (de Canadá) quienes efectuaron de forma independiente una evaluación probabilística de la amenaza uniforme del sitio (PSHA, Probabilistic Seismic Hazard Assessment).

Como se explicará más adelante, ambos estudios han sido coincidentes en lo que respecta a la determinación de la aceleración pico del suelo y proporcionan un marco sólido para la evaluación de seguridad de la CNA II, dado que:

- Utilizan bases de datos geológicas, geofísicas y sismológicas similares,
- Consideran las incertezas aleatorias y epistémicas de manera adecuada,
- Siguen los principios delineados en la Guía de Seguridad del Organismo Internacional de Energía Atómica (IAEA Safety Guide SSG-9 "Seismic Hazards in Site Evaluation for Nuclear Installations",

A continuación se presentan brevemente los estudios y las conclusiones de una revisión de pares que se realizó sobre ambos estudios "Peer Review of Aspects of the Seismic Safety Evaluation Programme of CNA II – Argentina" JJJ & Associates, marzo 2012.

4.1.1.1.2.1.1. Estudio de AECL

El propósito del estudio realizado por la empresa D'Appolonia para AECL consiste en una actualización de la evaluación de riesgo sísmico con el fin de determinar si las bases de diseño postuladas por GNZ en el año 1981 siguen siendo actualmente válidas. Esta actualización incluye una revisión de las suposiciones determinísticas usadas para definir las bases de diseño sísmicas, pero lo principal es una comparación del espectro de respuesta de diseño de GNZ con un espectro de amenaza constante (UHS, Uniform Hazard Spectra) derivado de una evaluación de la amenaza sísmica con enfoque probabilístico, que se corresponde con los estándares actuales del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA).

De acuerdo a la guía del OIEA Specific Safety Guide SSG-9, el máximo movimiento vibratorio de diseño es denominado SL-2. Para este nivel de movimiento de suelo se requiere que la probabilidad de excedencia durante la vida de la planta sea muy baja y que represente el máximo nivel de movimiento de suelo para los propósitos de diseño. El estudio de D'Appolonia indica, de manera consistente con la normativa internacional, que el requerimiento normal para una instalación sea una probabilidad anual de 10^{-4} (es decir un período de retorno de 10.000 años).

El cálculo del estudio probabilístico de la amenaza sísmica, requiere básicamente 3 entradas, los que constituyen el modelo de sismicidad de la región.

- Geometría de la Fuente. Es la descripción geográfica de las fuentes sísmicas en la región del sitio. Es una porción de la tierra asociada a una falla tectónica ó, si no puede ser localizada ninguna falla, con un área de sismicidad homogénea. La geometría de la fuente determina la probabilidad de la distribución de la distancia del terremoto al sitio.
- Sismicidad. Corresponde a la tasa de ocurrencia y magnitud de la distribución de los terremotos dentro de cada fuente sísmica.
- Funciones de Atenuación. Son relaciones que permiten estimar los parámetros del movimiento del suelo en el sitio, como una función de la magnitud del terremoto, la distancia de la fuente al sitio y las condiciones del suelo en el sitio.

D'Appolonia describe las características geológicas y tectónicas de la región y la sismicidad histórica. La región alrededor de CNA I - CNA II (se consideró una región con radio de 320 km) ha experimentado una sismicidad histórica mínima. Este hecho hace que no sea práctico definir una tasa de recurrencia, por lo que se adoptó una distribución de terremotos basada en consideraciones del comportamiento de regiones continentales estables (SCR) a lo largo del mundo, empleando la metodología definida por el EPRI para tal caso. El modelo empleado puede verse en la *Figura N° 4-8*.

Se presentó luego un catálogo de eventos sísmicos dentro de una ventana de estudio acotada tanto en Latitud como en Longitud. Los valores fueron transformados en el caso correspondiente a Magnitud Momento, según se muestra en la *Figura N° 4-9*.

Posteriormente se caracterizaron las fuentes sísmicas a través de relaciones de recurrencia, que describen el número y la magnitud de eventos históricos y esperados en la fuente. También se definió el límite superior de magnitud capaz de generarse en una fuente del modelo.

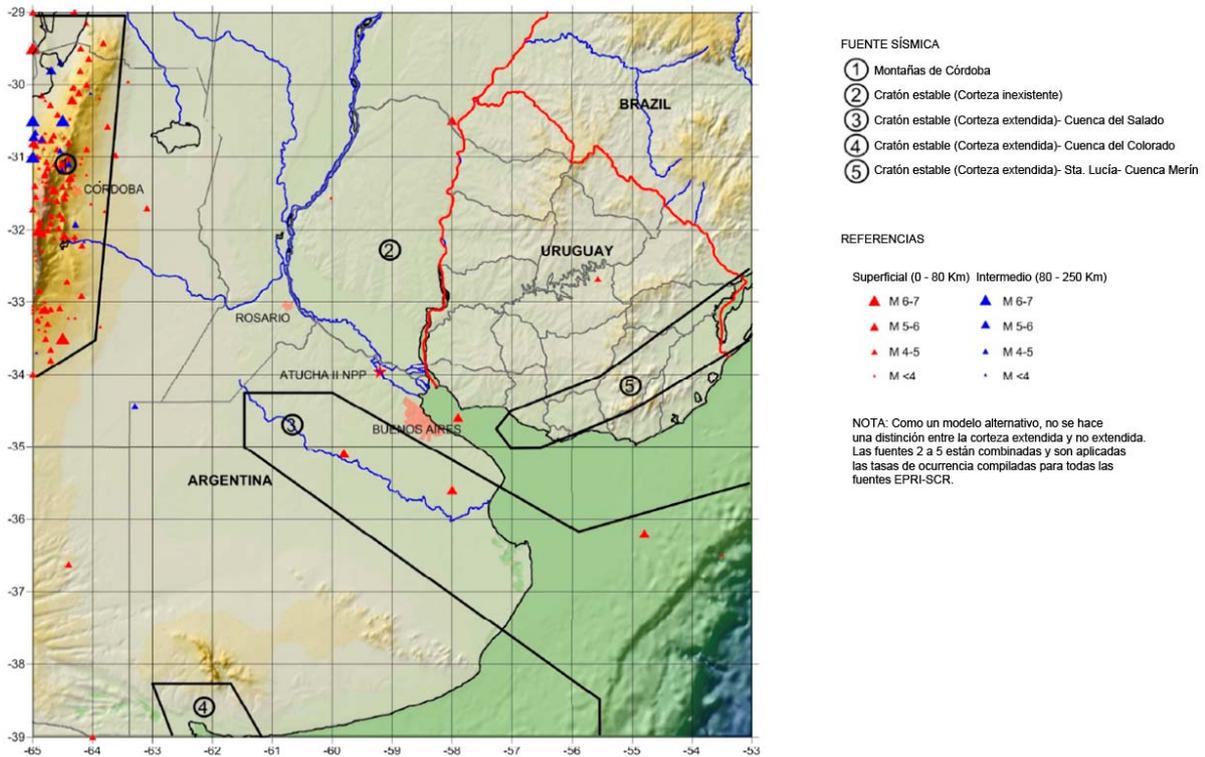


Figura N° 4-8: Modelo de fuentes de eventos sísmicos adoptado en el estudio.

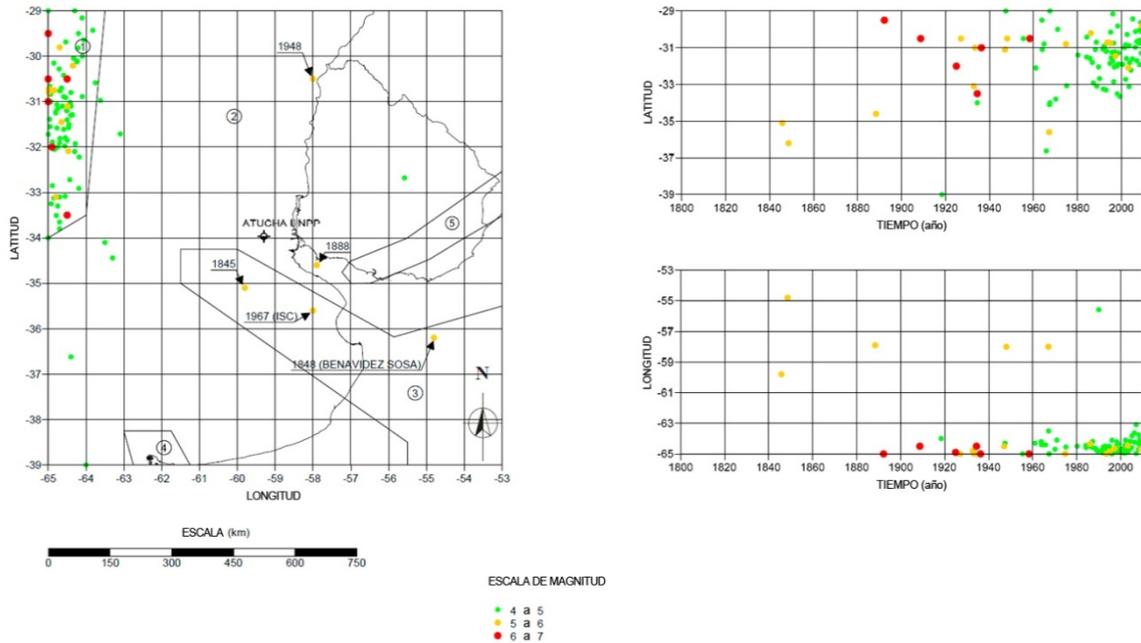


Figura N° 4-9: Catálogo de eventos sísmicos acotados a latitud – longitud.

Como el sitio de CNA I - II está localizado dentro una región continental estable, las ecuaciones de predicción del movimiento del suelo (GMPE), también llamadas relaciones de atenuación, desarrolladas para regiones de intraplaca son las más apropiadas. Por las características de la velocidad de la onda de corte debajo del suelo de fundación se hace necesario considerar efectos de amplificación. Para esto, se le aplicó un factor de peso apropiado en el árbol lógico a la GMPE de Atkinson y Boore (2006) ya que es la única ecuación dentro de las seleccionadas que permite estimar el movimiento del suelo para roca y condiciones específicas del suelo.

El estudio también incluye consideraciones de incertidumbres, distinguiéndolas entre:

- Aleatorias. Resultantes de la variación estocástica del fenómeno natural. No pueden ser reducidas incluso con información adicional.
- Epistémicas (modelado). Son las incertidumbres que resultan de la falta de conocimiento del fenómeno natural. En principio esta incertidumbre puede ser reducida con la recolección de información adicional.

Es importante esta distinción, pues los dos tipos de incertidumbre se tratan de manera diferente. Las epistémicas se disminuyen usando una formulación de árbol lógico. Esto implica considerar diferentes modelos sismotectónicos, GMPE, tasas de sismicidad y límites superiores de magnitudes utilizando distintos factores de peso en función de las hipótesis que se planteen.

En cuanto a los resultados del análisis probabilístico se destacan los siguientes:

- Curvas de amenaza sísmica (es decir curvas que relacionan la aceleración espectral en función de la probabilidad anual de excedencia - en roca -).
- Espectro de Amenaza Constante (para un período de retorno de 10.000 años para roca y para un suelo con velocidad de onda de corte de 350 m/s). Está agregado el espectro de GNZ para comparación.
- Desagregación de la amenaza sísmica.

En la *Figura N° 4-10* se puede ver el Espectro de Amenaza Constante comparado con el espectro de GNZ, por lo que D'Appolonia concluye que los espectros de respuesta de pisos derivados del espectro de GNZ son conservativos.

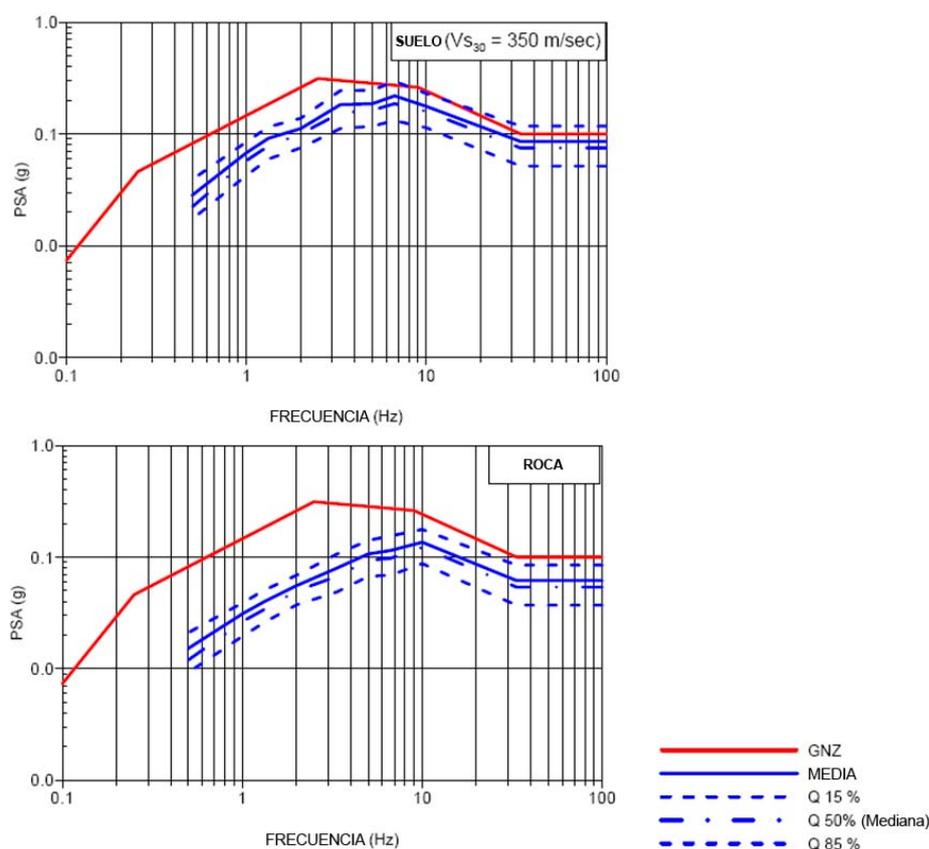


Figura N° 4-10: Comparación de espectros de amenaza constante correspondientes a GNZ y D'Appolonia

4.1.1.1.2.1.2. Estudio de JJJ y Asociados

Adicionalmente a lo comentado más arriba, las consultoras JJJ y Asociados (JJJ) realizó un estudio probabilístico para la evaluación de la amenaza sísmica dentro del marco de las tareas destinadas a la evaluación de mecánica de fractura para el sistema primario.

En dicho estudio, las siguientes zonas fueron consideradas como fuentes sísmicas:

1. Andes.
2. Pre-Andes.
3. Falla del Paraná (fue considerada en un modelo y en otro no).
4. Sismicidad de fondo, con magnitud máxima de 6.

Estas zonas se muestran a continuación en la *Figura N° 4-11*.

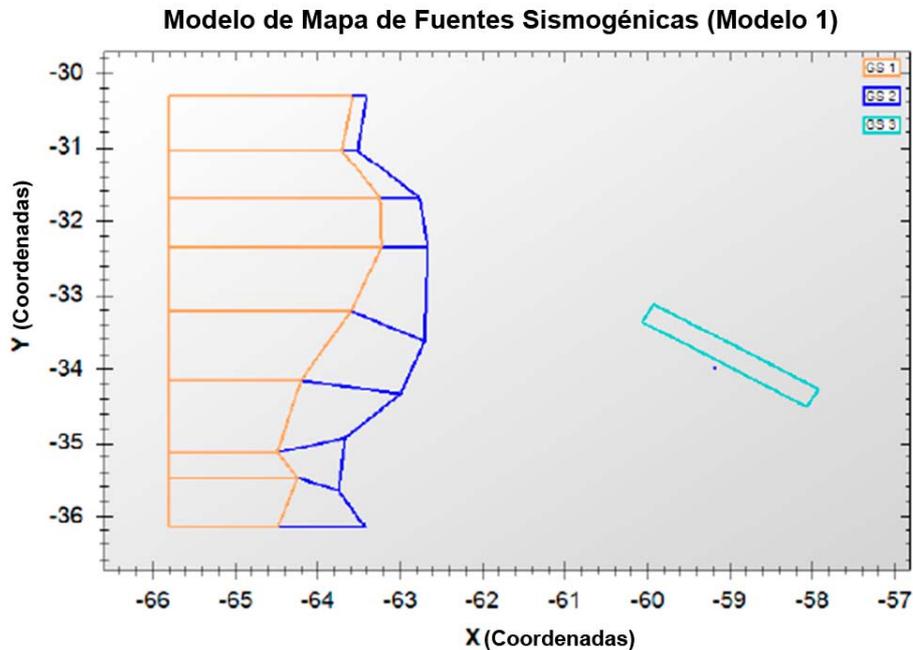


Figura N° 4-11: Modelo de fuentes de eventos sísmicos considerados en el estudio.

Las ecuaciones de predicción del movimiento del suelo fueron seleccionadas en función de las distancias al sitio de emplazamiento y de las características del mismo.

Como resultados del estudio se presentan:

- Curvas de riesgo sísmico (Peak ground acceleration, spectral acceleration para diferentes frecuencias, con un rango de probabilidad de excedencia de 10^{-4}). Ver *Figura N° 4-12*.
- Uniform Hazard Spectra –UHS. Ver *Figura N° 4-13*.

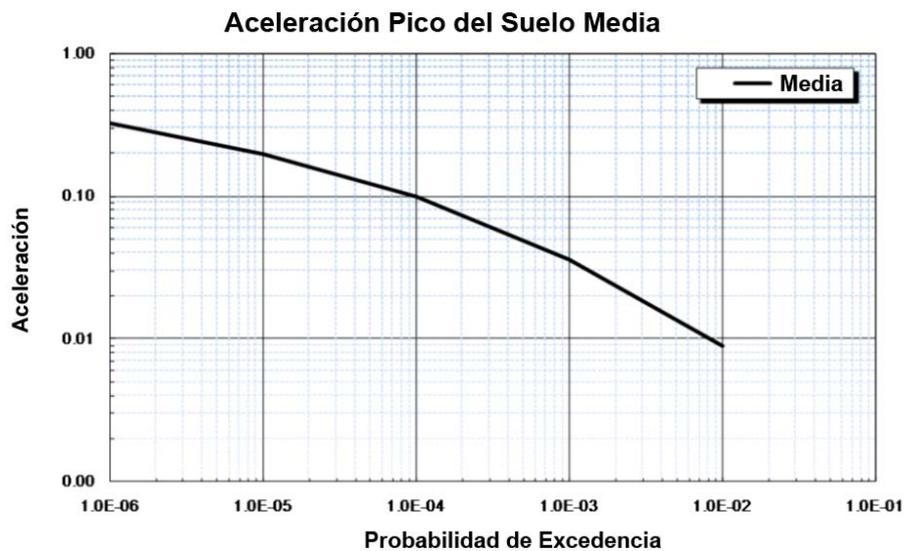


Figura N° 4-12: Curva de riesgo sísmico para el sitio de CNA I - CNA II.

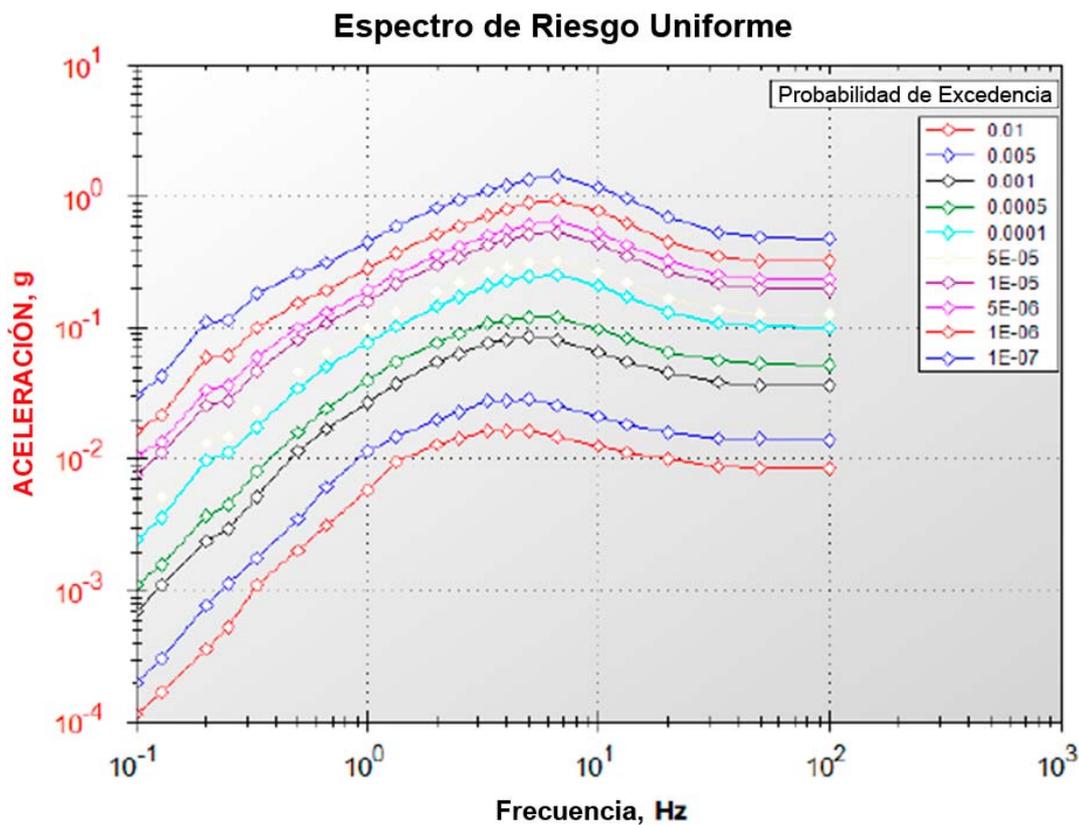


Figura N° 4-13: Uniform Hazard Spectra para las distintas probabilidades de excedencia.

4.1.1.1.2.1.3. Revisión de Pares de aspectos del programa de evaluación de seguridad sísmica

Comparación entre los estudios de AECL y JJJ

La comparación realizada entre ambos estudios concluyó que el riesgo sísmico para el sitio de la CNA I - CNA II se puede basar en los resultados obtenidos de ambos estudios de PSHA, el Estudio de JJJ y el Estudio de AECL. La media del Espectro de Respuesta de Riesgo Uniforme correspondiente a 10^{-4} (Uniform Hazard Response Spectra, UHRS) constituye la base para la definición de un terremoto base de diseño en el futuro para las nuevas instalaciones nucleares, y para la definición del terremoto de revisión (RLE, Review Level Earthquake) para la evaluación de seguridad sísmica de las actuales CNA I y CNA II. Los resultados del Estudio de JJJ para la media 10^{-6} UHRS constituyen la base para otras evaluaciones, incluyendo el estudio de mecánica de fractura del Sistema de Suministro de Vapor Nuclear (NSSS, Nuclear Steam Supply System) de la CNA II y otras aplicaciones relacionadas con el riesgo.

En la Figura N° 4-14 se puede observar el RLE propuesto, como una envolvente de la media del UHRS de 10^{-4} de los estudios probabilísticos (PSHA) de JJJ y de AECL, incluyendo el factor de diseño según US ASCE 43-05.

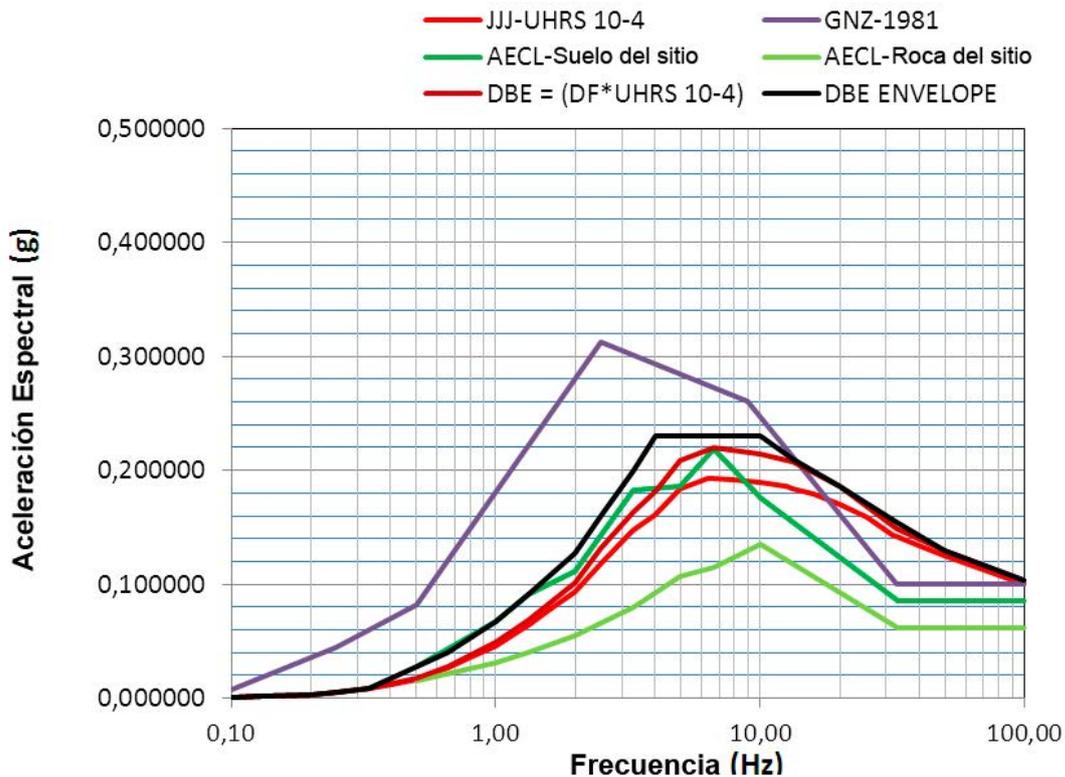


Figura N°4-14: Espectro Envolvente del UHRS de los estudios de JJJ y AECL, incluyendo las consideraciones del US ASCE43-05/DF.

4.1.1.1.2.2. Previsiones para proteger la planta del DBE

Como se comentó anteriormente la base original de diseño sísmico de la CNA II consideró una aceleración máxima de suelo de 0,05 g. De forma compatible con este valor de aceleración, se aplicaron principios de diseño y medidas de construcción válidas para regiones con baja sismicidad. Los componentes mecánicos y eléctricos, incluidos sus soportes, se diseñaron para una aceleración máxima horizontal de 0,15 g y una aceleración máxima vertical de 0,075 g, consideradas como fuerzas estáticas.

Posteriormente, la Autoridad Regulatoria emitió en el año 1985 un requerimiento regulatorio informando que la aceleración horizontal que debiera ser considerada como base de diseño para las ESC relacionadas con la seguridad era 0,1 g y no 0,05 g. Sin embargo, dado que la construcción civil ya había comenzado se requirió evaluar el impacto de esta diferencia en las medidas constructivas y considerar la implementación de las mejoras que surgieran de dicha evaluación.

Este requerimiento regulatorio fue complementado con otro en el cual se solicitaba al Titular de la Licencia la realización de análisis dinámicos con el fin de obtener el comportamiento de los sistemas relacionados con la seguridad cuando los mismos son excitados por un sismo específico del sitio Atucha como el GNZ. Los sistemas a analizar deberían ser, como mínimo, los relacionados con el funcionamiento del sistema primario y moderador y aquellos sistemas que deben necesariamente permanecer funcionales para llevar a parada fría del reactor y mantenerlo en esas condiciones el tiempo que sea necesario.

El Titular de la Licencia decidió ampliar los análisis comentados anteriormente a una "evaluación del margen sísmico" (SMA, Seismic Margin Assessment) la cual consiste en evaluar el estado de las ESC en relación con su capacidad de desempeñar su función de seguridad ante la ocurrencia de un terremoto específico como el RLE.

El RLE que se empleará (correspondiente al sitio Atucha y cuantificado como 0,1 g de PGA) está desarrollado en el apartado 4.1.1.1.2.1.3. El mismo fue definido con un margen suficiente sobre el sismo original base de diseño, con el objetivo de elevar la seguridad de la planta y de encontrar

debilidades que podrían limitar la capacidad de la instalación para soportar de manera segura las consecuencias provocadas por un evento sísmico superior al correspondiente a la base de diseño.

El empleo de la metodología de SMA resulta un enfoque adecuado y suficiente para la CNA II considerando el bajo nivel de la amenaza sísmica del sitio. Además la misma, se orienta a determinar una capacidad sísmica de “alta confianza” para la central nuclear en su conjunto, llamada capacidad de “alta confianza de baja probabilidad de falla” (HCLPF, High Confidence of Low Probability of Failure), la cual es una estimación del nivel de sismo para el que se podrían ver afectadas las funciones fundamentales de seguridad. En los estudios de margen sísmico, se considera que la capacidad HCLPF es el nivel de movimiento sísmico para el cual existe un 95% de confianza de que la probabilidad de un fallo relevante en los sistemas de seguridad de la central sea inferior al 5%.

4.1.1.1.2.2.1. Identificación de ESC necesarios para poder alcanzar una condición de parada segura

Como se comentó anteriormente, la CNA II está realizando una evaluación del margen sísmico. Para el desarrollo de esta evaluación, NASA contrató a JJJ y AECL con quienes acordaron el empleo de la metodología de Margen de Falla Determinístico Conservativo (CDFM, Conservative Deterministic Failure Margin) documentada en EPRI NP6041-SL, “A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin”.

La aplicación de esta metodología requiere la definición del RLE, que en el caso de la CNA II, se definió en base a los resultados del PSHA tomando el espectro de riesgo uniforme de 10^{-4} /año ajustado para ser consistente en cuanto al riesgo, con la aplicación de la metodología ASCE/SEI 43-05, “American Society of Civil Engineers, Seismic Design Criteria for Structures, Systems and Components in Nuclear Facilities”, 2005.

El empleo de la metodología CDFM resulta un enfoque conservativo por cuanto las cargas que se usarán para la verificación de las ESC son aquellas generadas por el sismo RLE combinadas de manera simultánea con las cargas de operación normal.

El programa para la evaluación sísmica consta de cinco fases, a saber:

- Fase 1: Alcance del estudio y recorridas de inspección preliminares de la planta,
- Fase 2: Desarrollo de una lista de equipos de parada segura (SSEL, Safe Shutdown Equipment List) y recorrida de inspección de sistemas (System Walkdown),
- Fase 3: Respuesta sísmica y evaluación de la capacidad de las ESC,
- Fase 4: Recorrida complementaria de inspección de la capacidad sísmica y proceso de cribado,
- Fase 5: Análisis detallado y evaluación para la calificación sísmica.

En relación a la fase 1, se realizó en octubre de 2011 una recorrida de planta conjuntamente con expertos de AECL cuyo alcance fue limitado a los siguientes sistemas:

1. FCL (Máquina de recambio de elementos combustibles),
2. JA (Sistema del reactor),
3. JE (Sistema de refrigeración principal),
4. JF (Sistema moderador),
5. JND (Sistema de inyección de seguridad),
6. KAG (Sistema de refrigeración intermedia) y
7. EPS (Sistema de suministro de emergencia).

Previamente se habían obtenido los espectros de respuesta de piso (FRS, Floor Response Spectra) para los edificios del Reactor y de Interruptores, Tableros Eléctricos y de I&C y Sala de Control.

La CNA II se encuentra realizando pruebas preliminares y terminando algunos aspectos constructivos, como el montaje de cierta soportería que aún está pendiente. Por lo tanto, las principales conclusiones de la recorrida de planta, estuvieron focalizadas en la identificación de aspectos que potencialmente requerirán una verificación de su capacidad HCLPF vía cálculo.

El SMA utiliza el concepto de camino de éxito como parte del análisis. El camino de éxito está constituido por el conjunto de equipos que deben permanecer funcionales ante la ocurrencia de un sismo postulado RLE y que, de ser operados apropiadamente, permiten la parada segura de la planta y su permanencia en dicho estado al menos durante 72 horas posteriores al sismo. Para demostrar entonces el margen sísmico de un camino de éxito, se debe evaluar el margen sísmico del componente más débil del camino de éxito.

Siguiendo la metodología EPRI se deberá seleccionar para la CNA II dos caminos de éxito lo más independientes posibles. Una vez seleccionados los caminos de éxito se confeccionará la lista de equipos que deben permanecer funcionales ante la ocurrencia del evento, para la parada segura para septiembre del 2012.

Las fases 3 a 5 se desarrollarán antes de marzo de 2013

4.1.1.1.2.3. Proceso que garantiza el cumplimiento de las bases de licenciamiento

Las actividades que actualmente se desarrollan en la CNA II corresponden a actividades enmarcadas en la Licencia de Construcción. Esta licencia de construcción ha sido ampliada y precisada mediante diferentes comunicaciones regulatorias (como por ejemplo el RQ-26), constituyendo la base actual de licenciamiento.

En lo que respecta a aspectos sísmicos, como se comentó anteriormente, la planta decidió realizar un SMA. De acuerdo al avance existente a la fecha, el cumplimiento se garantiza únicamente por la implementación de las acciones surgidas.

Adicionalmente CNA II se encuentra desarrollando un conjunto de documentos mandatarios como programas de Inspección en Servicio, Pruebas repetitivas, etc. que permitirán cuando la planta entre en operación verificar el cumplimiento de las bases de licenciamiento.

4.1.1.1.2.4. Actividades y pruebas específicas de verificación ya iniciadas por la planta luego del accidente de Fukushima

El Titular de la Licencia decidió realizar una evaluación SMA a los efectos de determinar la capacidad de la planta para hacer frente a eventos sísmicos más allá de las bases de diseño, considerando un RLE de 0,1 g PGA basado en el enfoque de la Regulatory Guide 1.208 de la Comisión Nacional Reguladora de Estados Unidos de América (NRC, National Regulatory Commission).

4.1.1.1.2.5. Evaluación de márgenes

4.1.1.1.2.5.1. Severidad del terremoto a partir del cual se vuelve inevitable el daño al combustible

Como se comentó anteriormente, se está realizando una re-evaluación del margen sísmico de la planta a partir de la metodología SMA, por la cual se proveerá una medida del HCLPF de la robustez de la planta ante sismos severos. El criterio de aceptación es tal que las ESC de los dos caminos que conducen a parada segura de la planta deberán tener una capacidad mayor que 0,10 g PGA con una recurrencia de 10^4 /año.

Está previsto mejorar la robustez de la planta a partir de la implementación de las siguientes medidas:

- Implementación de medidas conocidas como “easy fixes” surgidas de la recorrida de planta de Octubre 2011. Esta previsto implementar esta mejora para 2013.
- Provisión de un generador diesel móvil (GDM) auxiliar. Esta previsto implementar esta mejora para fines de 2014.
- Implementación de un sistema adicional de rellenado de agua a las piletas de almacenamiento de elementos combustibles desde un reservorio alternativo (tomas de agua desde napa subterránea; tanques existentes, etc.) y con suministro eléctrico desde GDM. Esta previsto implementar esta mejora para fines de 2014.
- Inundación de la cavidad del reactor. Esta previsto implementar esta mejora para fines de 2015.

4.1.1.1.2.5.2. Máximo terremoto que la planta podría soportar sin perder la integridad de la contención

La integridad de la estructura de la contención de la CNA II fue verificada por El Titular de la Licencia, juntamente con AECL, empleando un terremoto con movimiento de suelo recomendado por la guía del OIEA (IAEA 50-SG-S2) y normalizado a 0,1 g tanto para la dirección horizontal como vertical, aplicado en la base en forma conservativa.

El objetivo de la mencionada evaluación fue conocer el comportamiento general de la estructura y su resistencia frente a condiciones de cargas sísmicas como las comentadas en el párrafo anterior.

Las conclusiones demuestran que tanto la estabilidad estructural como la resistencia horizontal de corte del hormigón, son adecuadas. Adicionalmente, se demuestra que la capacidad de carga del suelo también es adecuada. La evaluación se efectuó en diferentes puntos del edificio, en particular en aquellas consideradas críticas, como por ejemplo la fundación y las columnas soporte del edificio

donde se aloja la válvula de agua de alimentación (UJE). No se consideró el efecto de la temperatura en la evaluación.

Adicionalmente a la evaluación realizada y teniendo en cuenta que la contención debe ser verificada para eventos más allá de la base de diseño, se está discutiendo entre el Titular de la Licencia y la Autoridad Regulatoria el enfoque a ser adoptado considerando los dos enfoques internacionalmente reconocidos:

- Enfoque americano el cual requiere que la planta verifique un HCLPF de 1,67 veces el Terremoto Base de Diseño (DBE). Para el sitio de Atucha, este requerimiento implica la adopción de un sismo de 0,167 g de PGA para la verificación de la contención.
- Enfoque Europeo el cual requiere que la planta verifique un HCLPF de 1,4 veces el DBE. Para el sitio de Atucha, este requerimiento implica la adopción de un sismo de 0,14 g de PGA para la verificación de la contención.

Adicionalmente de los resultados que se obtendrán del SMA y las mejoras que surjan de ese estudio, se decidió instalar medidas para el manejo de accidentes severos, como recombinadores pasivos autocatalíticos -passive auto-catalytic recombiners (PARs)- tendientes a garantizar la función de contención. Los mismos estarán disponibles antes de la puesta a crítico que se estima hacia mediados de 2013.

4.1.1.1.2.5.3. Terremotos que excedan el DBE y provoquen inundaciones o bajantes que sobrepasen el nivel de la inundación o bajante base de diseño

La represa más próxima al sitio Atucha es la de Yaciretá a 1200 km río arriba. Un terremoto en la zona de Yaciretá que exceda la base de diseño de la represa, capaz de romperla, provocará un nivel extremo del río. La onda de crecida llegará a Atucha del orden de 30 días después de la rotura.

La CNA II ha considerado la rotura de la represa dentro de su base de diseño de manera que la casa de bombas ha sido diseñada para ese nivel extremo.

Cabe señalar que el efecto de la rotura de represas aguas arriba de Yaciretá en el río Paraná queda acotado por la rotura de la misma represa de Yaciretá.

Se está verificando con especialistas el escenario en el cual un sismo que afecte a Yaciretá pueda ser coincidente con uno en el sitio de Atucha. Se espera que dicha respuesta esté disponible hacia fines de 2012.

4.1.1.1.3. CNE

4.1.1.1.3.1. Sismo Base de Diseño (DBE)

La planta fue diseñada originalmente para una aceleración pico del suelo (PGA, Peak Ground Acceleration) de 0,15 g para el evento DBE. El DBE fue definido como el sismo que tiene una posibilidad estimada de ocurrencia no mayor a 0,001 eventos por año para una dada ubicación. El espectro de respuesta del piso (GRS, Ground Response Spectra) adoptado fue del tipo Housner, como lo fue la práctica del diseño sísmico de las centrales nucleares en Canadá para el tiempo en que se diseñó la central nuclear Embalse (CNE). Este GRS original se muestra en la *Figura 4-15*. Ajustes apropiados para la interacción suelo / estructura fueron realizados para tener en cuenta las características del sitio de Embalse.

Sin embargo, el conocimiento sobre la geología del sitio de Embalse, indicó que la sismicidad de la región era más alta que la asumida durante el diseño y la construcción de la planta.

En el año 1980, el Instituto Nacional de Prevención Sísmica (INPRES) realizó una evaluación del riesgo de movimiento del suelo (ground motion hazard) en el sitio de Embalse. Utilizando una aproximación basada tanto en la magnitud como en los registros de intensidad, INPRES determinó un PGA de 0,35 g para el Nivel Sísmico 2 (SL-2) del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) con un perfil de espectro mostrado en la *Figura 4-16*.

En vistas de este hecho, una evaluación de capacidad sísmica fue realizada en el año 1982 por la empresa de consultoría Structural Mechanics Associates para poder evaluar la adecuación de la totalidad de la planta y los márgenes de seguridad ante eventos sísmicos SL-2 con un PGA de 0,35 g. El alcance de la evaluación incluyó ESCs tales como los componentes electro-mecánicos necesarios para la parada segura de la planta. Esta evaluación utilizó un criterio diferente al criterio de diseño original, como por ejemplo distintos valores de amortiguamiento.

En 1983, D'Appolonia (una empresa de consultoría en ingeniería especializada en evaluaciones sísmicas) realizó una evaluación determinística del riesgo sísmico en el sitio de Embalse, utilizando información geológica actualizada. Basado en un enfoque de la intensidad del sismo, obtuvieron un PGA de 0,26 g para el evento sísmico OIEA SL-2. El perfil del espectro, en este caso, se tomó del Apéndice B del OIEA Safety Guide 50-SG-S1 (Figura 4-17).

Además, un análisis probabilístico realizado el mismo año determinó que el 0,26 g PGA estaba asociado con un período de retorno de aproximadamente 7.000 años (Figura 4-18). Este SL-2 fue utilizado en la verificación final del diseño estructural.

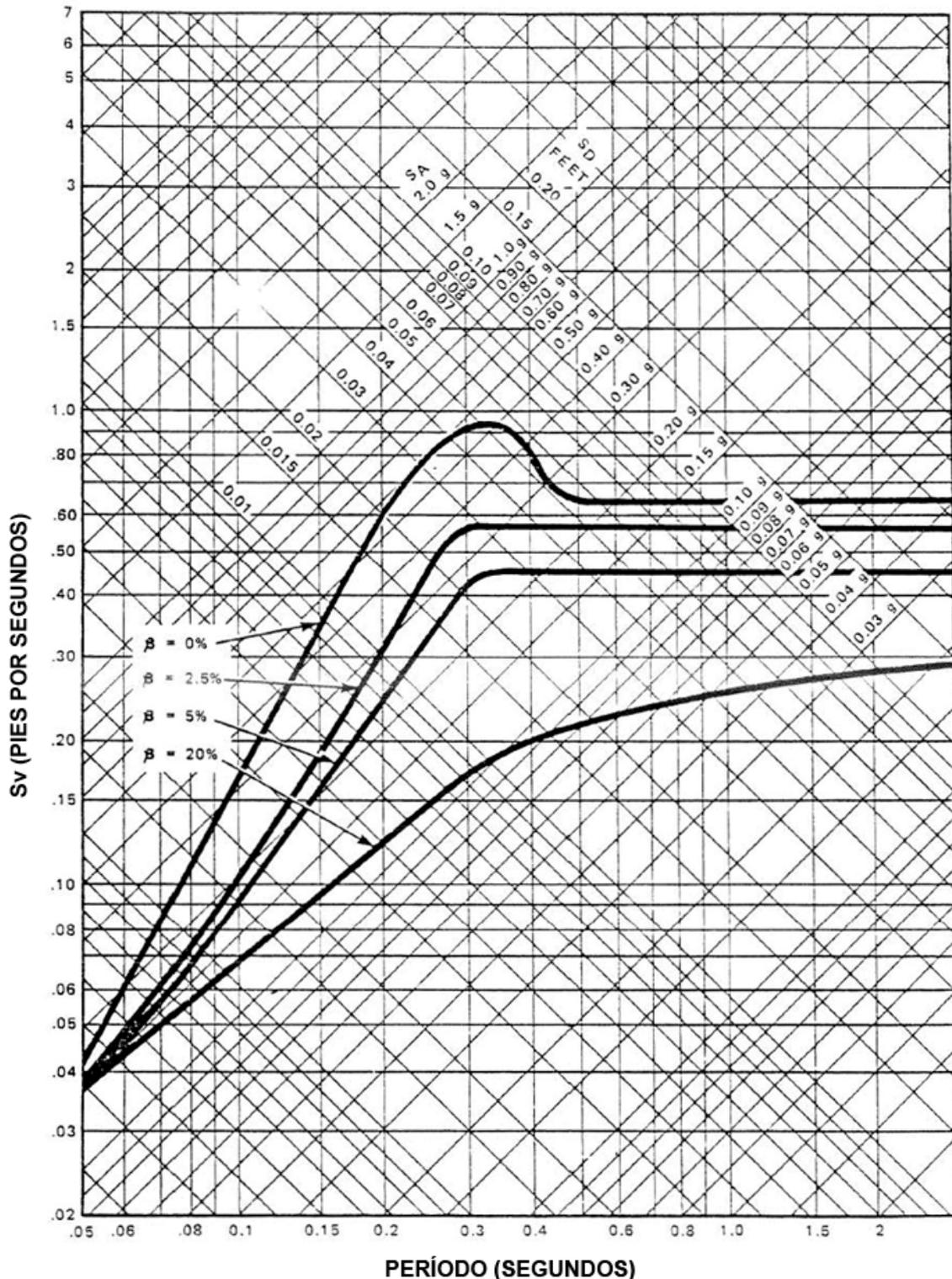


Figura 4-15. Diseño original horizontal GRS con un PGA de 0,15 g.

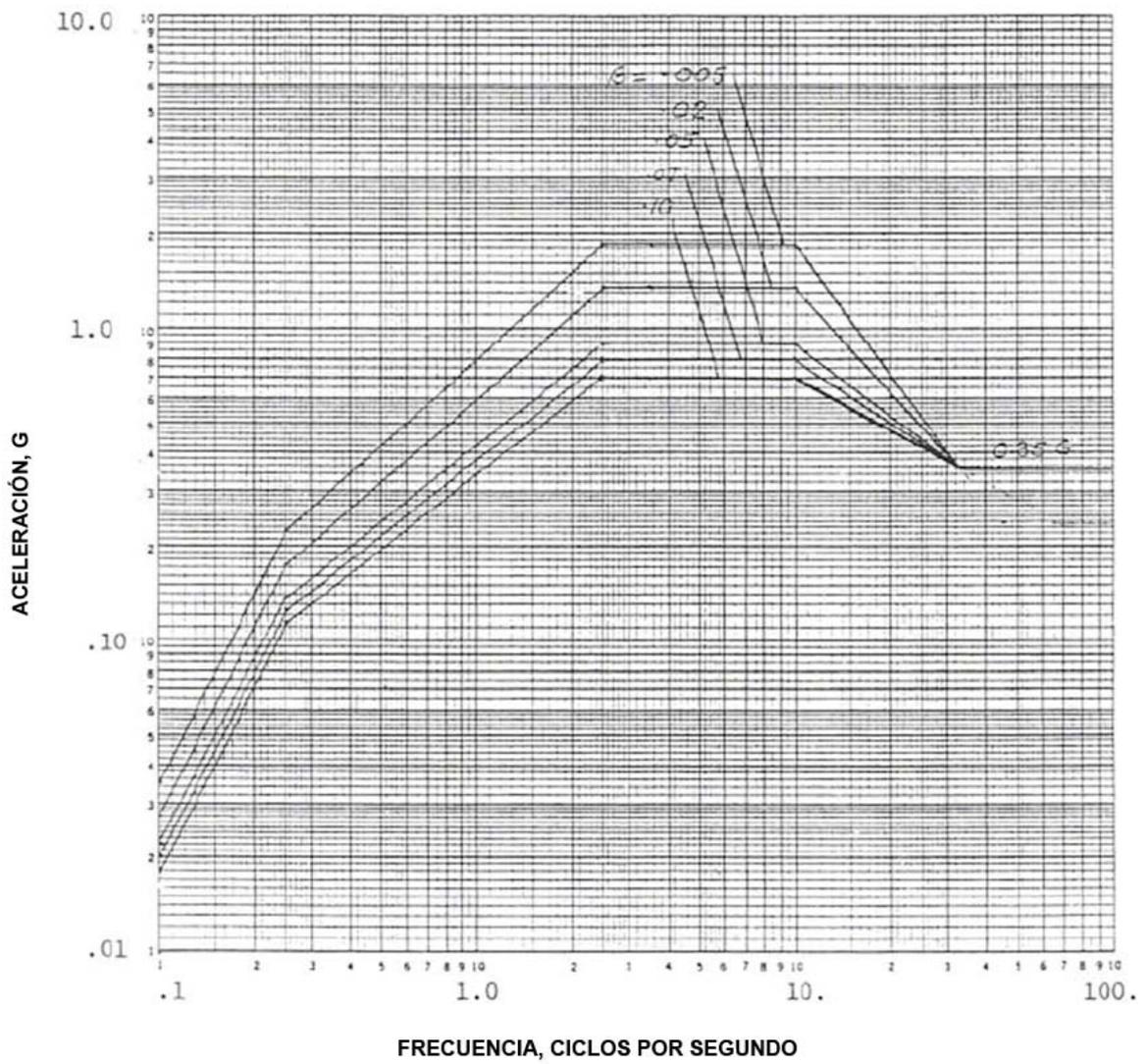


Figura 4-16. GRS INPRES SL-2 horizontal con un PGA de 0,35 g.

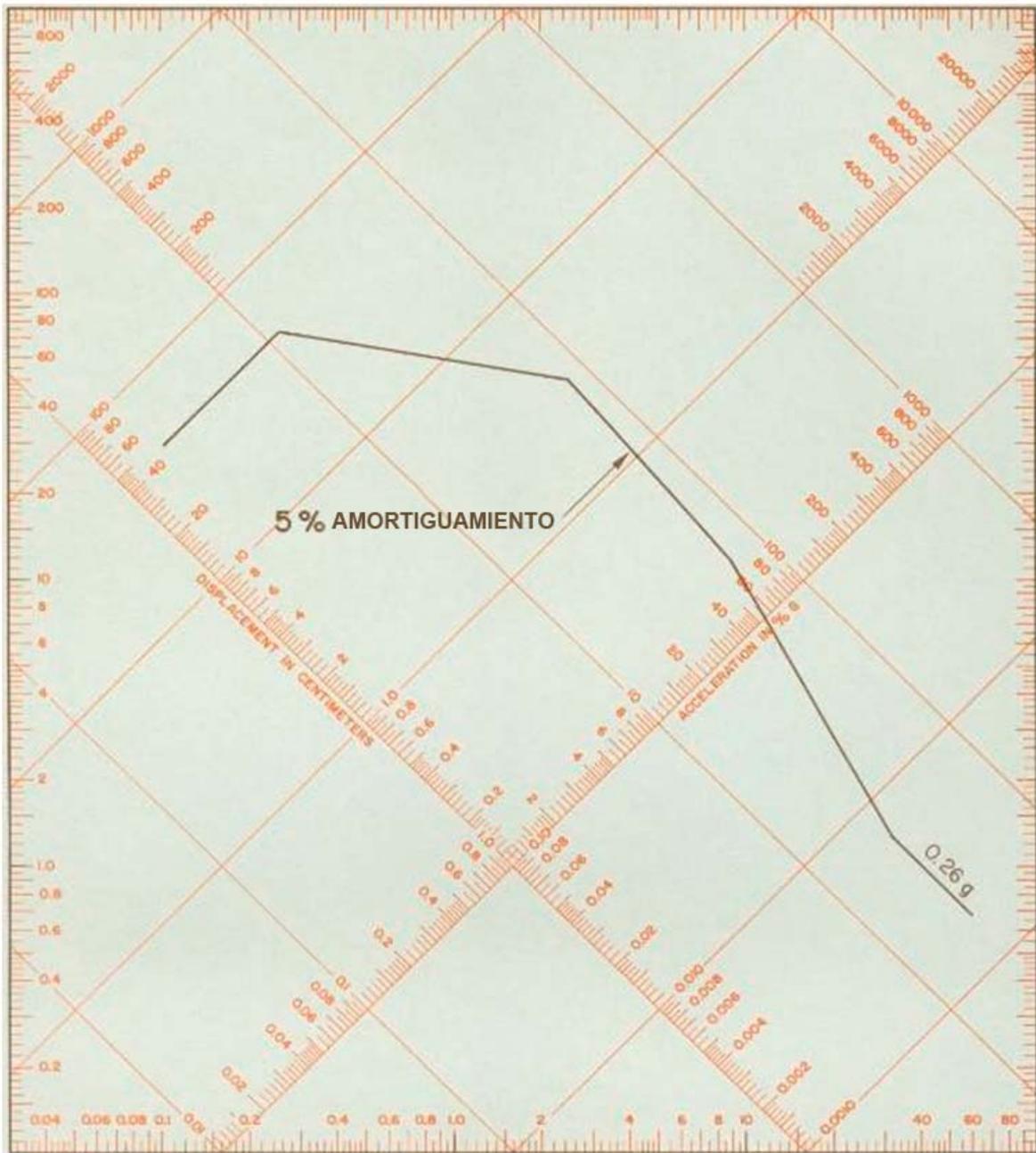


Figura 4-17. SL-2 espectro de diseño recomendado por D'Appolonia en 1983.

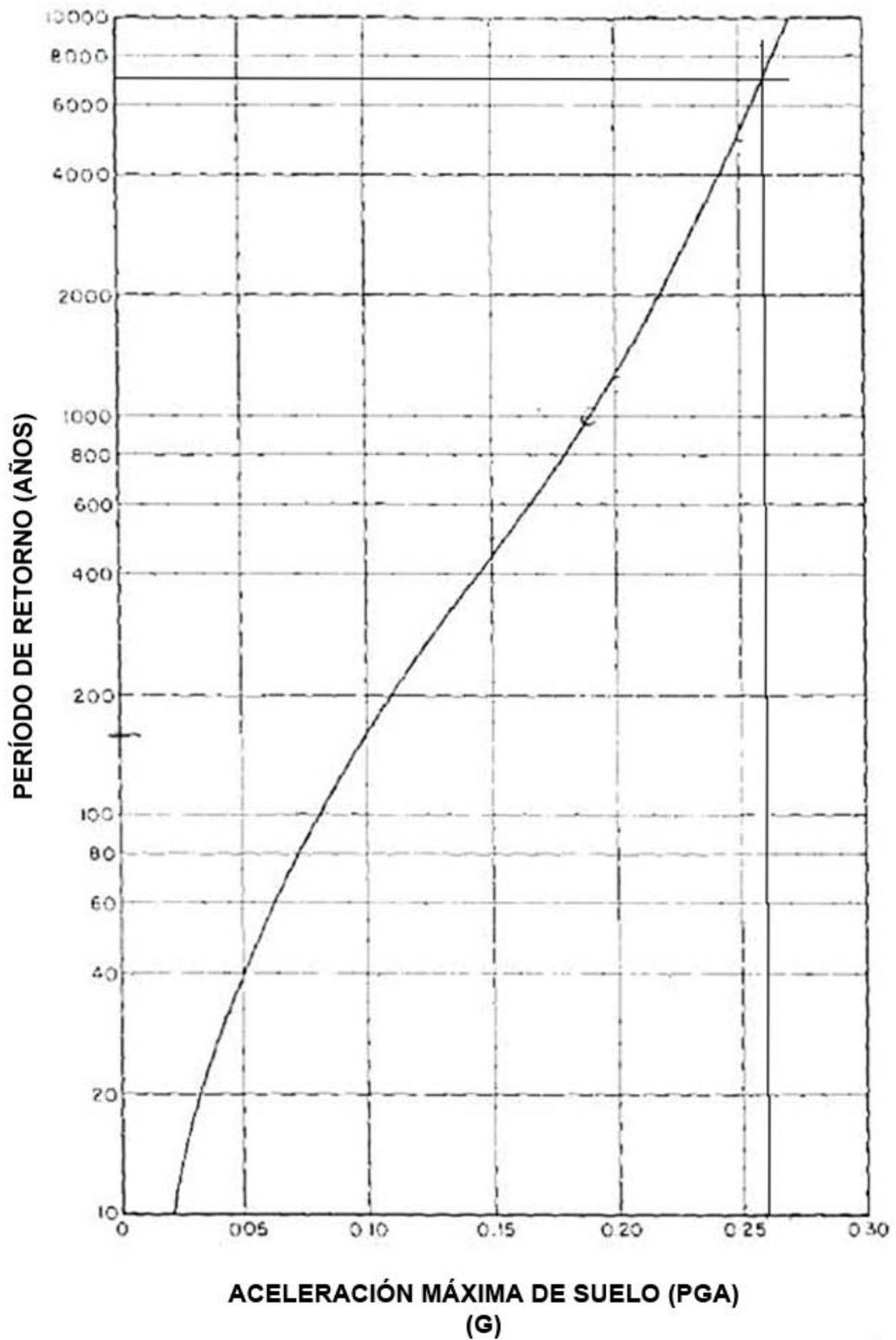


Figura 4-18. Análisis probabilístico de riesgo sísmico y determinación del período de retorno del sismo SL-2 con un PGA de 0,26 g.

En el marco del Proyecto de Extensión de Vida Útil de la CNE, se decidió en el año 2006 emprender las siguientes actividades:

- Realizar una revisión integral del riesgo sísmico en el sitio,
- Realizar una evaluación de margen sísmico (basada en un APS),
- Definir nuevas demandas sísmicas consistentes con el riesgo sísmico actual, e
- Implementar las mejoras sísmicas necesarias para calificar la planta a las nuevas demandas.

Dichas actividades están actualmente en curso, dirigida por NA-SA en conjunto con el diseñador de la planta (CANDU Energy, antes AECL) y sus consultores. Las tareas involucradas se describen brevemente a continuación.

Investigaciones de campo

Las investigaciones geológicas realizadas para poder caracterizar enteramente el entorno sismotectónico de la región de Embalse y cuantificar la actividad local de falla, incluyeron lo siguiente:

- Condiciones de vuelos rasantes con un bajo ángulo de incidencia de la luz solar, para identificar fallas activas.
- perfilado geofísico, para poder identificar en qué lugar de la superficie del lecho rocoso existen grietas que podrían enmascarar fallas.
- Mapeo geo-mórfico y vigilancia del suelo, para caracterizar superficies de accidentes geográficos e identificar sus relaciones con los tipos de suelo, mapeo de suelo.
- Cavado de zanjas (trincheras) en ubicaciones determinadas por los resultados de las tres tareas previas. Muestras de suelo juntadas de las trincheras, para ser utilizadas en la siguiente tarea.
- Datos de la antigüedad del movimiento de la falla, para determinar la antigüedad del último movimiento de la misma, como también la frecuencia con que las fallas ocurrieron en el pasado.

Las tareas arriba mencionadas fueron dirigidas por D'Appolonia, con la participación de expertos de universidades locales e internacionales. El modelo sismotectónico, o modelo de fuente sísmica, constituye el primer paso en el desarrollo del análisis probabilístico de riesgo sísmico.

Análisis Probabilístico de Riesgo Sísmico

Los análisis probabilísticos de riesgo sísmico (PSHA, Probabilistic Seismic Hazard Analysis) fueron dirigidos por otra empresa contratada por el diseñador de la planta, Klohn Crippen Berger Ltd. (KCBL) de Canadá. Los PSHA realizados para el sitio de Embalse incorporaron los siguientes pasos:

1. Definición de la distribución espacial de los sismos en las zonas de su fuente, ya sea como fallas o el área de la fuente.
2. Descripción de la frecuencia e intensidad de los sismos dentro de cada zona de origen con una relación magnitud-recurrencia.
3. Estimación de la intensidad del movimiento del suelo utilizando un conjunto de ecuaciones de predicción de movimiento del terreno (relaciones de atenuación) apropiadas para las condiciones geológicas.
4. Cálculo de la frecuencia de exceder un nivel especificado de movimiento del suelo en el sitio, integrando contribuciones al riesgo de todas las zonas de origen sobre todas las magnitudes y distancias. Las curvas de riesgo sísmico para la media, mediana y 84% se muestran en la *Figura 4-19*.

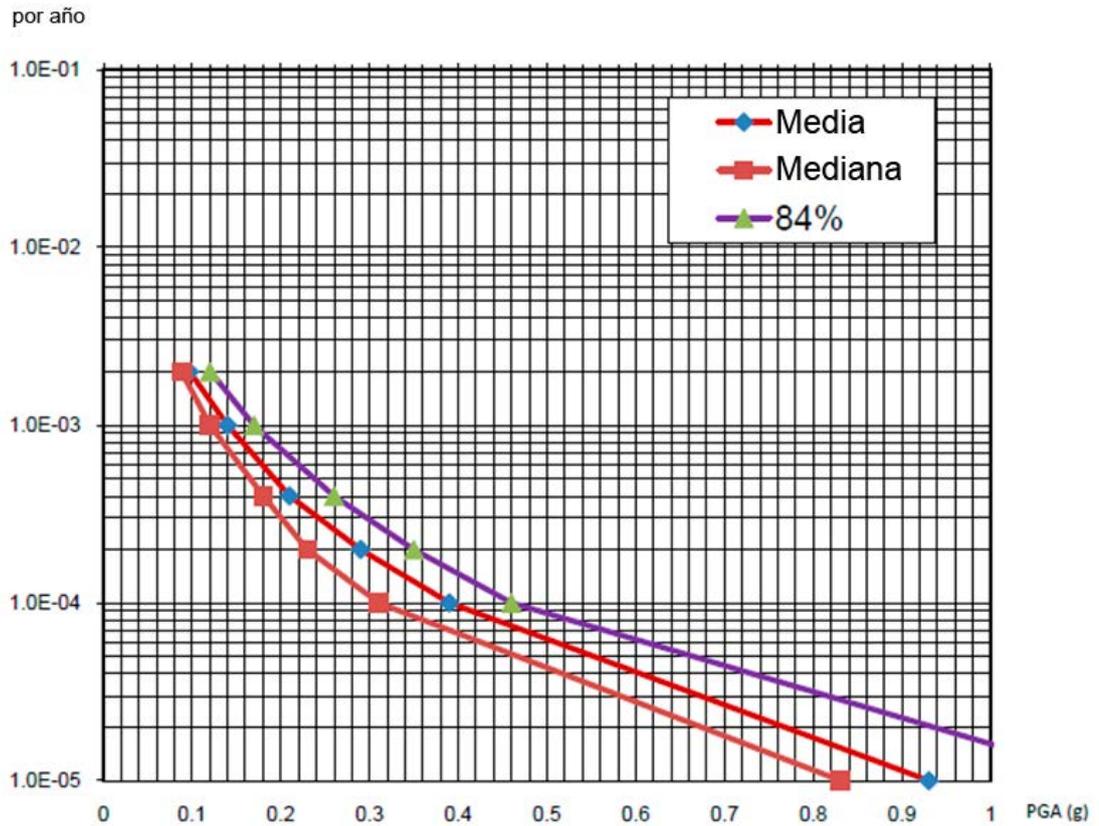


Figura 4-19. Curvas de riesgo sísmico para Embalse.

El resultado final de este análisis es el riesgo sísmico en el sitio, expresado en términos de espectro uniforme de riesgo (UHS, Uniform Hazard Spectra). El UHS es un gráfico de la aceleración del movimiento del suelo para una probabilidad fija (o uniforme), versus el período espectral. La Figura 4-20 muestra la media y la mediana del UHS obtenida para Embalse, con un período de retorno de 10.000 años.

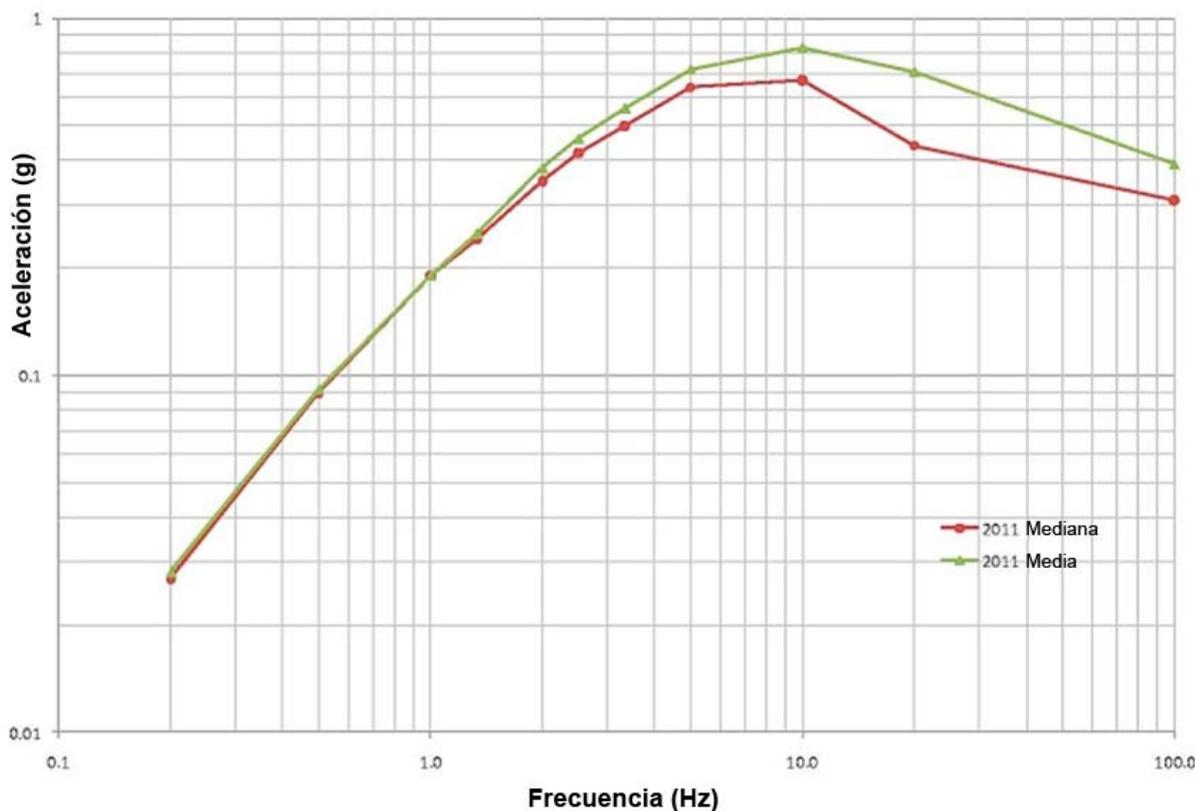


Figura 4-20. Media y mediana del UHS para el sitio de Embalse, con una frecuencia de 10^{-4} /año y 5% de amortiguamiento.

Espectro de Respuesta del Piso

El espectro de respuesta del piso (FRS, Floor Response Spectrum) es el espectro de respuesta del movimiento de un piso en particular o en la elevación de una estructura cuando la misma está sujeta a los movimientos sísmicos considerados en el diseño.

El mencionado UHS fue utilizado para desarrollar FRS para varios niveles de los distintos edificios de la planta. Estos FRS constituyen la demanda sísmica final, y serán utilizados para la evaluación del diseño sísmico y los ESCs.

4.1.1.1.3.2. Previsiones para proteger la planta contra el DBE

La aproximación adoptada en Embalse para la re-calificación sísmica de la planta ha sido realizar una Evaluación de Margen Sísmico basado en el APS (SMA). Esto significa que, tanto los ESCs calificados como sísmicos como los no calificados, se encuentran en condiciones de realizar funciones de seguridad en caso de un sismo.

El SMA determina el margen sísmico adicional que las plantas poseen, en virtud de su diseño conservador, para soportar sismos mayores al DBE. El SMA mide la robustez de la planta para soportar sismos de un determinado nivel. El margen sísmico se define en términos de una elevada confianza de una baja probabilidad de falla (HCLPF, High Confidence Low Probability of Failure) de cada uno de los ESCs críticos y del HCLPF total de la planta.

El SMA del sitio Embalse se está desarrollando actualmente, e implicará un riguroso análisis de la capacidad sísmica de ESCs importantes para la seguridad, como también de las interacciones físicas, inundaciones provocadas por sismos e incendios. Los siguientes párrafos describen brevemente las actividades que serán llevadas a cabo en el marco del SMA:

- Recopilación y revisión de guías de diseño sísmico, criterio de diseño, informes de análisis sísmico, diagramas de flujo y demás documentos de diseño.

- Revisión de los eventos internos de las secuencias del APS relacionadas con los estados finales de daños severos en el núcleo.
- Identificación de ESCs arriba mencionados y generación del listado de equipos necesarios para la parada segura (SSEL; Safe Shutdown Equipment List). Esta tarea se encuentra completa, y se ha complementado con observaciones de una recorrida sísmica preliminar realizada en 2007. Debe notarse que los árboles de eventos del APS de eventos internos no proveen un listado completo de equipamiento para el SMA. En consecuencia, fueron agregados al SSEL algunos ítems estructurales tales como paneles eléctricos y gabinetes, porta instrumentos, paredes de mampostería, etc.
- Realización de recorridos en planta (walkdowns) para verificar la capacidad sísmica de ESCs y eliminar del SSEL aquellos que son suficientemente robustos. Los componentes eliminados del listado no requieren análisis de fragilidad.
- Realización de análisis de fragilidad para ESCs seleccionados, que permanecen luego del análisis de eliminación arriba mencionado. Determinación de modos de fallas dominantes y cálculo de curvas de fragilidad sísmica.
- Desarrollo de modelos de planta, por ejemplo árboles de eventos sísmicos (para fallas inducidas por sismos y para fallas aleatorias).
- Cuantificación de secuencias de accidente para deducir los conjuntos mínimos de corte (cut sets) que conducen a daños severos en el núcleo y a grandes escapes de material radiactivo.
- Cálculo del valor HCLPF para cada secuencia de daño en el núcleo debido a sismos y la secuencia de liberación externa.
- Determinación del HCLPF de la planta para el daño en el núcleo y para liberaciones importantes. El HCLPF para el daño en el núcleo es el mínimo valor HCLPF para aquellas secuencias de eventos que conducen a una fusión generalizada del combustible nuclear. El HCLPF de la planta para grandes liberaciones es el mínimo valor HCLPF para aquellas secuencias de eventos que conducen a grandes liberaciones de material radiactivo fuera de la contención.

Las últimas seis tareas arriba mencionadas se encuentran actualmente en marcha, como parte de un esfuerzo integral involucrado en el reacondicionamiento de la CNE. Se espera finalizar el SMA hacia mediados del año 2014.

Dos recorridos de planta realizados para verificar la capacidad sísmica se llevaron a cabo en el año 2011, incluyendo uno durante la última parada programada de la planta, que permitió la inspección de ESCs inaccesibles durante la operación normal. El procedimiento seguido para estos recorridos de planta fue el descrito en el procedimiento de implementación genérico del grupo de calificación sísmica del operador (SQUG) y el informe de la Metodología de SMA del EPRI (EPRI NP-6041-SL).

Las actividades principales realizadas durante estos recorridos en planta fueron las siguientes:

- a. Identificación de todos los ítems de equipamiento de los cuales se espera tengan suficientemente alta capacidad sísmica.
- b. Definición de modelos de falla para componentes de los cuales no se espera tengan alta capacidad sísmica.
- c. Recopilación y revisión de información detallada y medidas sobre ESCs para realizar evaluaciones de fragilidad sísmica.
- d. Observaciones y registros de deficiencias que pueden reducir la capacidad sísmica de los componentes (por ejemplo, bulones de anclaje faltantes, montajes de relés sueltos, fisuración del concreto, etc.).
- e. Identificación de interacciones espaciales (por ejemplo, ESCs no calificados sísmicamente montados sobre ESCs sísmicamente calificados; potencial para que una tubería golpee a algún componente, presencia de muros de mampostería no reforzada cerca de ESCs relacionados con la seguridad, etc.).

El listado de SSEL incluyó cerca de mil quinientos (1.500) ESCs. Varios de los cuales fueron identificados como "ítems destacados" y fueron inspeccionados rigurosamente. Otros fueron verificados durante la recorrida debido a consideraciones de similitud con los ítems destacados. Informes exhaustivos de recorrido en planta se realizaron con los resultados de las observaciones recogidas. La conclusión general fue que Embalse tiene una buena capacidad sísmica, particularmente para los ESCs sísmicamente calificados. El equipamiento se encuentra en general bien construido y con anclajes adecuados. Sin embargo, varias recomendaciones fueron hechas sobre mejoras sísmicas, las cuales varían desde orden y limpieza (housekeeping) hasta análisis sísmicos y refuerzo de sistemas y componentes.

Algunas de las deficiencias identificadas serán tratadas inmediatamente. Otras serán analizadas más adelante y las soluciones serán implementadas durante la parada para el reacondicionamiento de la planta para extender su vida útil (2014/2015).

Asimismo, es importante mencionar que la CNE tiene un sistema de monitoreo sísmico (SMS) previsto para enfrentar las consecuencias de un sismo base operativo (OBE, Operating Basis Earthquake). El SMS consta de un conjunto de equipamiento que permite a la planta detectar y manejar un evento sísmico mayor al OBE. El OBE corresponde a un evento sísmico con un PGA de 0,14 g según fue determinado por D'Appolonia en 1983. Debido al hecho de que el SMS mide la aceleración producida por un evento sísmico, el sistema provee información útil relativa al daño potencial en ESCs.

Durante el evento sísmico, la señal obtenida por el SMS es comparada con el espectro de aceleración / frecuencia producida por el OBE (Figura 4-21), proveyendo conocimiento sobre la excedencia del OBE.

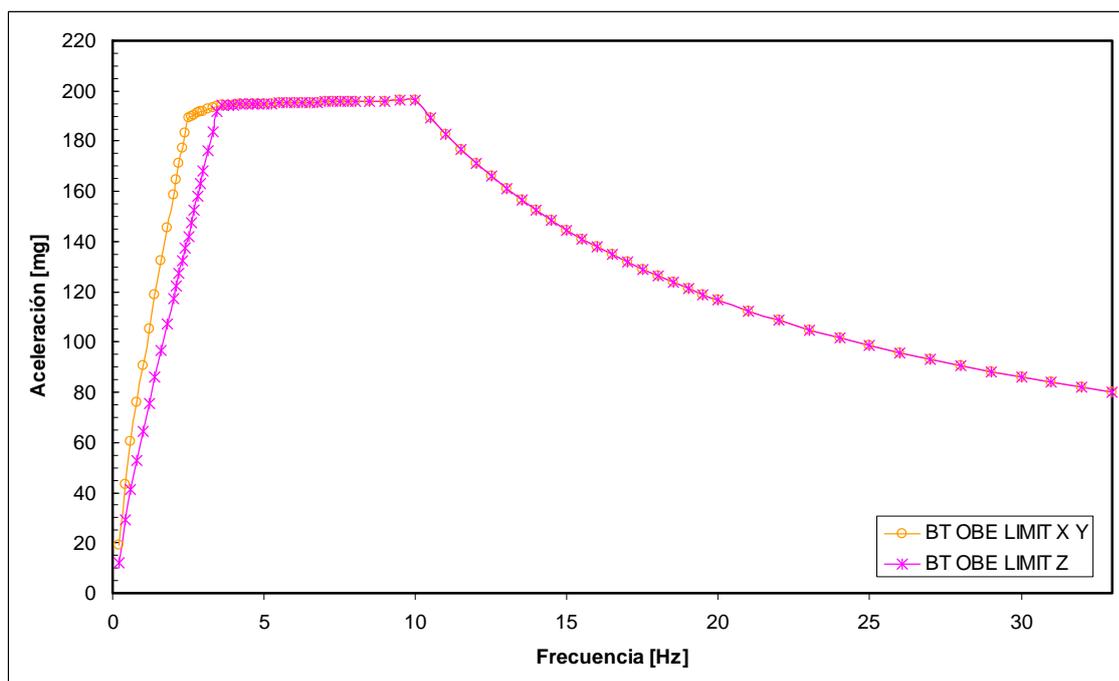


Figura 4-21. Espectro OBE para los tres ejes de los sensores.

El sistema tiene tres sensores, cada uno de los cuales tiene acelerómetros para detectar alta aceleración (dos horizontales y uno vertical). La ubicación de los sensores es: fuera de la planta (sensor de campo libre (FFS, free field sensor – valor de disparo: 5 mg), edificio de servicios (SBS, service building sensor – valor de disparo: 10 mg) y edificio del reactor (RBS: reactor building sensor – valor de disparo: 20 mg). El rango de frecuencia que el SMS puede medir es de 0,2 a 50 Hz.

La CNE desarrolló un procedimiento de operación, respaldado por el SMS, que lista todas las actividades previstas a ser implementadas luego de la ocurrencia de un evento sísmico mayor al OBE. El procedimiento incluye criterio para parar y retornar al servicio del reactor y las instrucciones de inspección.

El criterio para la parada del reactor es: cuando daño significativo en los ESCs pone en peligro la seguridad de la planta, la confiabilidad de los sistemas o la generación eléctrica, la planta debe ser parada. En base a la inspección realizada por los operadores es posible encontrar daños significativos en estructuras de concreto y acero, cañerías; soportes de cañerías; equipos mecánicos; suministro eléctrico y turbina. Cuando el resultado de esta recorrida de inspección a planta esté disponible, el operador puede decidir si la planta debe ser parada o la operación puede continuar. Si la decisión es parar la planta, existe un conjunto de criterios para volver a poner la planta en operación, basados en el documento EPRI NP-6695 "Guías para la respuesta de centrales nucleares ante un sismo".

4.1.1.1.3.3. Cumplimiento de la planta con sus actuales bases de licenciamiento

Según lo establecido en el punto anterior, la planta ha sido inspeccionada por un equipo de experimentados especialistas en calificación sísmica. Solamente fueron observadas unas pocas cuestiones menores, por ejemplo algunos gabinetes y paneles con los anclajes defectuosos, botellones de gas sostenidos solamente por una cadena, unos pocos faltantes de bulones de fijación, etc. Estas deficiencias serán inmediatamente tratadas y solucionadas.

Además de los temas arriba mencionados, el equipo de calificación sísmica no recomendó acciones específicas de mantenimiento.

4.1.1.1.3.4. Actividades específicas de verificación iniciadas luego del accidente de Fukushima

Según se mencionó precedentemente, se encuentra en curso un esfuerzo exhaustivo para elevar la calificación sísmica de la CNE, como parte de las actividades de reacondicionamiento de la planta. En consecuencia, todas las tareas para asegurar el cumplimiento con las actuales Normas y requerimientos sísmicos mencionados en este informe, fueron iniciados mucho antes que el accidente de Fukushima.

La siguiente sección trata sobre las actualizaciones que, en materia de sismicidad, se ha decidido implementar en la CNE.

4.1.1.1.3.5. Evaluación de márgenes

4.1.1.1.3.5.1. Severidad del sismo para el cual se torna inevitable el daño severo del combustible

De acuerdo a lo mencionado, el SMA que se está realizando actualmente en la CNE, proporcionará una medida (el HCLPF) de la robustez de la planta ante accidentes severos. El UHS correspondiente a una frecuencia de no-excedencia de $1,0 \text{ E-4/año}$ se adoptó como objetivo de seguridad para daño severo en el núcleo. Basado en este UHS, el criterio de aceptación es que los ESCs para evitar daño severo en el núcleo deben tener una capacidad HCLPF mayor a $0,39 \text{ g PGA}$.

Además de los resultados del SMA, se decidió implementar los siguientes dos cambios de diseño importantes, para poder incrementar la robustez de la planta ante eventos sísmicos:

- Actualización del sistema de suministro eléctrico de emergencia (EPS): remplazo de los generadores diesel (GD) de emergencia de $50 \text{ kW} / 75 \text{ kVA}$ existentes por otros GD con mayor capacidad. Los nuevos GDs tendrán una potencia aproximada de 1 MW y están previstos para alimentar tanto a las bombas del ECCS como a las nuevas bombas del sistema de suministro de agua de emergencia (EWS) (ver a continuación).
- Actualización del sistema de suministro de agua de emergencia (EWS): remplazo de los motores diesel que comandan las bombas existentes por dos nuevas bombas del 100% cada una con mayor capacidad comandadas por los nuevos GD del EPS. Las cañerías y válvulas desde la casa de bombas del EWS al edificio de servicio también serán remplazadas, asimismo serán duplicadas las válvulas que alimentan con agua de emergencia a los generadores de vapor y al reactor. Las bombas de mayor capacidad podrán alimentar el intercambiador de calor del ECCS.

Además, basado en el recorrido de planta y los hallazgos de los análisis de fragilidad, se harán recomendaciones para mejorar la capacidad sísmica del sistema ECCS de media y baja presión.

Con la incorporación de estos cambios de diseño, la capacidad sísmica de la CNE será sustancialmente mejorada, debido a que dispondrá de un suministro eléctrico (EPS) y de un suministro de agua de emergencia (EWS) sísmicamente calificados y el sistema ECCS tendrá el suministro eléctrico y el agua de refrigeración sísmicamente calificados.

4.1.1.1.3.5.2. Máximo sismo que la planta puede soportar sin perder la integridad de la contención

El SMA también proveerá el HCLPF para grandes liberaciones de radiactividad. El UHS correspondiente a una frecuencia de no-excedencia de $5,0 \text{ E-5/año}$ se adoptó como objetivo de seguridad para importantes liberaciones. Basado en este UHS, el criterio de aceptación es que los ESCs para prevenir importantes liberaciones de radiactividad debería tener una capacidad HCLPF mayor a $0,55 \text{ g PGA}$.

Además, de los resultados del SMA, se decidió implementar los siguientes cambios de diseño, para poder incrementar la resistencia de la función de contención:

Incorporación de recombinadores autocatalíticos pasivos (PARs) en el edificio del reactor.

Los PARs proporcionarán el control del hidrógeno debido a escenarios accidentales que provoquen una liberación significativa de hidrógeno (LOCA/pérdida de refrigeración de emergencia del núcleo (LOECCS) y radiólisis en el largo plazo).

El número de PARS requeridos será determinado por el diseñador (CANDU Energy Inc.) usando el código GOTHIC para predecir los perfiles de concentración de hidrógeno dentro del edificio del reactor, incluyendo el mezclado, distribución y mitigación. Este análisis es la base para la determinación del número de PARS requerido para controlar la concentración promedio de hidrógeno en la contención por debajo de 4% durante el curso de la progresión del accidente, incluyendo la fase de descarga por la rotura y las condiciones en contención posteriores a la ocurrencia de un LOCA.

Serán consideradas las siguientes dos distintas fases de la generación de hidrógeno:

- Durante el período del LOCA debido a la reacción Zr-vapor (evento LOECCS).
- Condición post LOCA por radiólisis del agua.

De acuerdo a la planificación prevista, CANDU Energy Inc. entregará la documentación de la construcción para esta modificación de diseño hacia finales del año 2014.

Incorporación de una línea de reposición de agua desde afuera del edificio del reactor hacia la bóveda de la calandria.

La modificación de diseño consiste en implementar una línea de suministro de agua desde afuera del edificio del reactor hacia la bóveda de la calandria para enfrentar un accidente más allá de las bases de diseño que involucre una degradación severa del núcleo (ver Figuras 4-22 y 4-23). El diseño incluirá:

- Una línea de reposición de agua tendida desde afuera de la pared del edificio del reactor utilizando una penetración existente en la bóveda de la calandria. Para inyectar agua dentro de la bóveda de la calandria, esta línea penetrará una placa de transición instalada en la parte superior del puerto de inspección de la bóveda de la calandria,
- Dos válvulas manuales de aislación y una válvula de retención ubicada en la línea afuera de la pared de la contención,
- Un disco de rotura en la línea cerca de la placa de transición en la bóveda de la calandria para mantener la cañería seca aguas arriba del mencionado disco de rotura,
- Especificar la presión de interconexión y el caudal requeridos para la fuente de alimentación externa.

En relación a los aspectos de ingeniería civil, el diseño incluirá una plataforma afuera del edificio del reactor para acceder a las válvulas de aislación de la contención para su operación manual y facilitar la conexión de la fuente de agua externa con a la cañería.

Está prevista la realización de análisis de seguridad y el licenciamiento, incluyendo análisis mediante árboles de fallas para la línea de reposición y análisis del diseño con los códigos MAAP/GOTHIC.

El diseño y el suministro de agua desde el exterior a la presión y el caudal a la línea de reposición fuera del edificio del reactor para el caso de un accidente más allá de las bases de diseño serán diseñados por NA-SA. El resto de las actividades mencionadas estarán a cargo del diseñador.

Está previsto disponer de la documentación para la construcción de esta mejora a fines del año 2015.

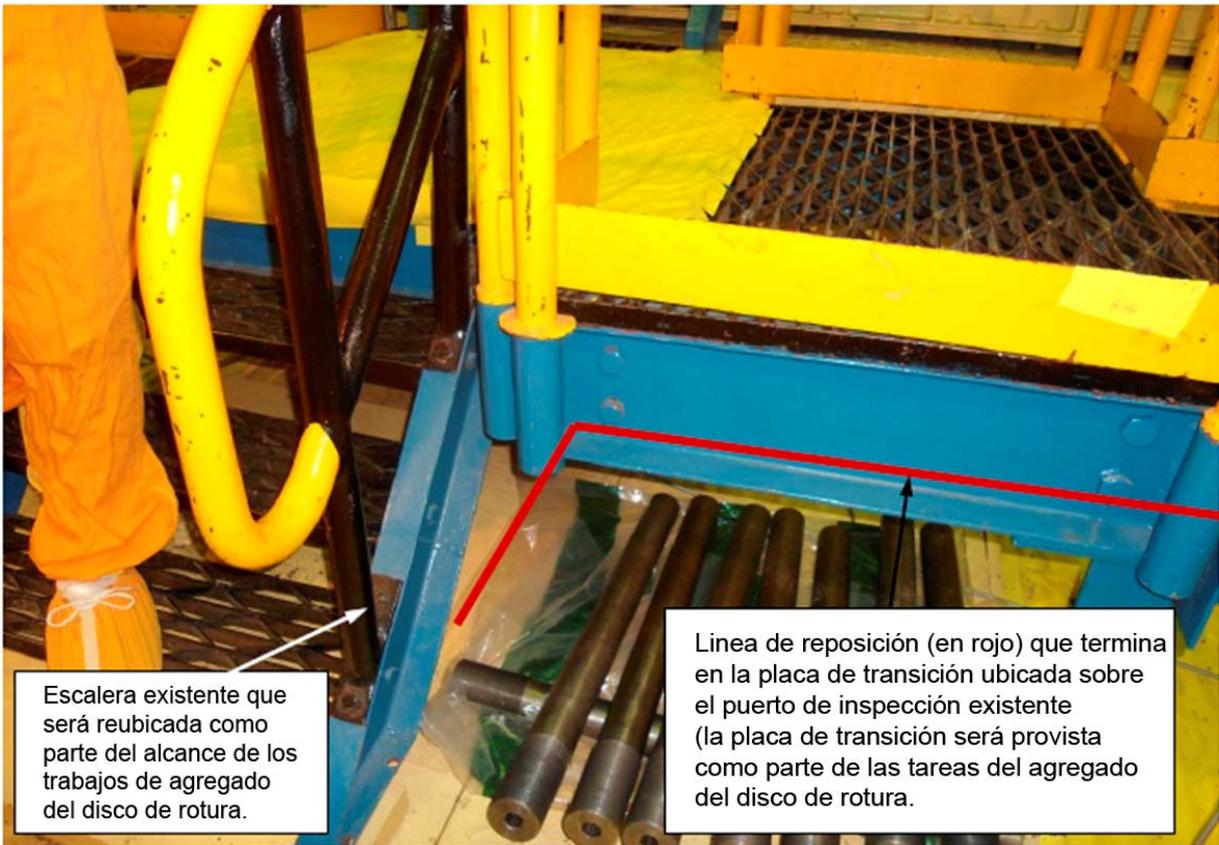


Figura 4-22. Tendido de la línea de reposición.

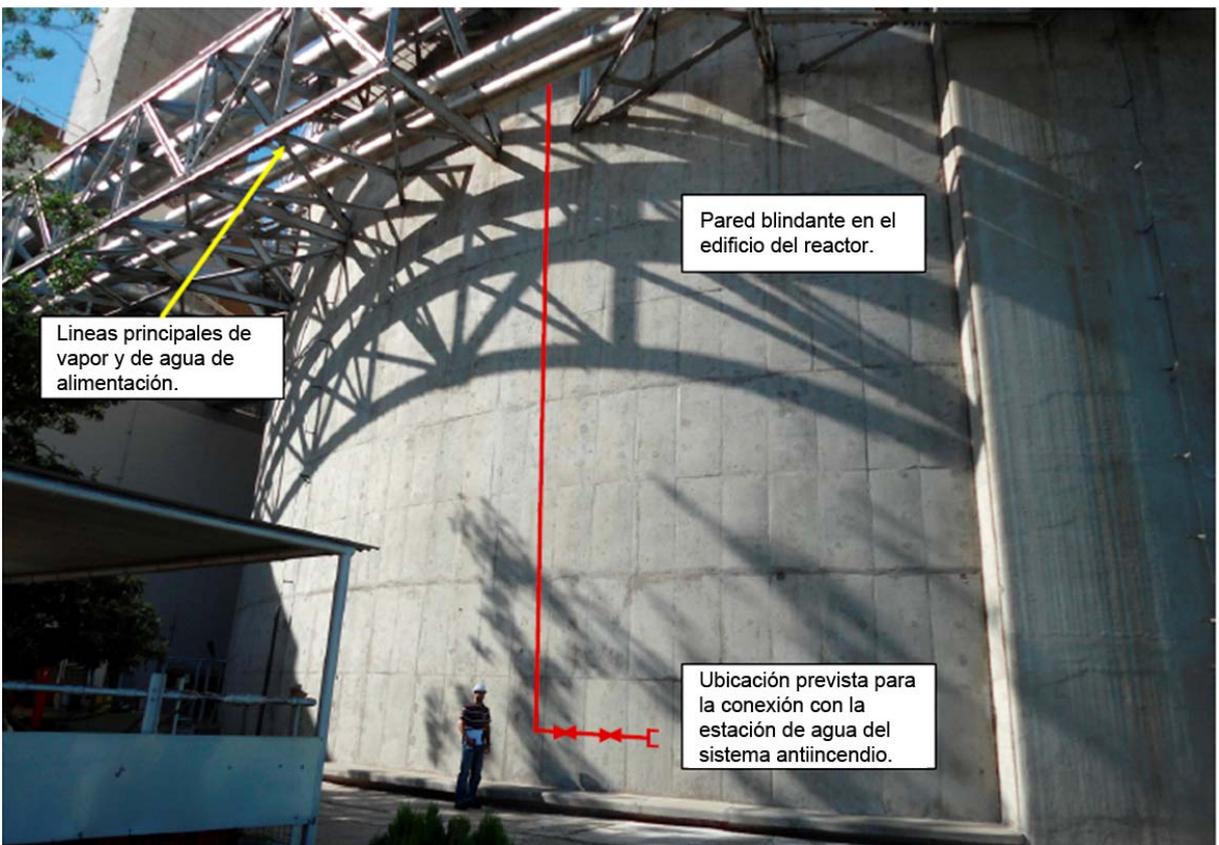


Figura 4-23. Ubicación de la estación de conexión de las válvulas.

Incorporación de un disco de ruptura sísmicamente calificado instalado en el puerto de inspección de la bóveda de la calandria.

Se prevé instalar un disco de ruptura (RD) de 24 pulgadas de diámetro en la parte superior del puerto de inspección de la bóveda de la calandria (existente) para proveer liberación de presión adicional a los efectos de mantener la integridad de la bóveda de la calandria ante un accidente severo con daño al núcleo.

El diseño del RD, incluyendo una placa de transición en la parte superior del existente puerto de inspección de la bóveda de la calandria, incluirá:

- Una placa de transición en la parte superior del existente puerto de inspección de la bóveda.
- Un RD ubicado en la parte superior de la placa de transición debajo de la escalera sobre el dispositivo de los mecanismos de reactividad.
- Un nuevo bloque blindante en la cornisa de acero de la bóveda con abertura adecuada para la descarga de vapor.
- Líneas de suministro de nitrógeno y venteo que fueron montadas en el tapón de blindaje existente para ser removidas y re-dirigidas al RD.
- Modificación de la plataforma de acero sobre en el dispositivo de los mecanismos de reactividad para construir un recinto para el RD.
- Proveer de un agujero a la placa de transición para el pasaje de la línea de reposición de tres pulgadas de diámetro.
- Incorporación de un sistema de emergencia de venteo filtrado de la contención.

El venteo de la contención evita que la misma sea sometida a una sobre presurización. Está previsto disponer de la documentación para la implementación de esta modificación de diseño a fines de 2014.

4.1.1.1.3.5.3. Sismos que exceden el DBE y que puedan causar inundación o bajo nivel en el lago más allá de la base de diseño

4.1.1.1.3.5.3.1. Inundación interna inducida sísmicamente

Como parte del SMA, los ESCs, cuyo daño pudiera provocar una inundación, fueron identificadas e incluidas en el SSEL para recorridos sísmicos en planta. Un análisis de la capacidad sísmica será realizado para aquellos ítems que no se descarten durante los recorridos en planta.

Está previsto desarrollar escenarios de inundación sísmicamente inducida, considerando el impacto sísmico sobre los ESCs relacionados con la interacción sismo / inundación. Los resultados de los análisis serán la capacidad HCLPF de los ESCs que causa inundación sísmicamente inducida ó degradación de los sistemas de protección / seguridad provocada por una inundación inducida sísmicamente. Para el caso en que la función de parada segura de la planta se verá afectada por una inundación debida a un sismo, está previsto actualizar la capacidad sísmica de los ESCs involucrados.

4.1.1.1.3.5.3.2. Inundación externa inducida sísmicamente

Aguas arriba y distantes cerca de 20 km del sitio de emplazamiento de la CNE existen dos represas de tamaño relativamente pequeño, denominados Cerro Pelado y Arroyo Corto. Además, existe una central hidroeléctrica emplazada en la represa del embalse ubicada aguas debajo de la CNE, por cuyo vertedero descarga el agua cuando alcanza su nivel, evitando de este modo que puedan ocurrir incrementos significativos en el nivel del agua que pudiera afectar el sitio donde está emplazada la planta. En consecuencia, en base al juicio de expertos, se considera que no es posible una inundación en el sitio de Embalse debido a una falla inducida sísmicamente de las represas ubicadas aguas arriba del mismo.

En 1982, se realizó un análisis de las consecuencias de sismos sobre la represa ubicada aguas abajo de la CNE. Las principales observaciones de esta evaluación son:

- El dique fue construido en el año 1933; mide 50 m de alto y su pared externa tiene una pendiente de 1.2 a 1.
- El análisis se basó en asunciones conservativas y los resultados demostraron que el criterio de diseño utilizado para dicha represa ante los sismos postulados fue satisfactorio.
- El dique resistirá un sismo máximo de 0,26 g con mínimo daño. Algunas grietas se podrían producir en la estructura pero no ocurriría ninguna deformación significativa en su parte superior.

- En caso de aún mayores niveles sísmicos (0,34 g), la represa no colapsará, pero se produciría una deformación permanente significativa. Como resultado de la cual, el nivel de agua del lago podría descender hasta un punto en que la operación de las bombas del sistema EWS y las bombas del sistema de agua de servicio se vería afectada. Respecto al EWS, actualmente están siendo analizadas diferentes mejoras para ser implementadas (ver punto 4.12).

En base a la información sísmica actualizada existente para el sitio de Embalse, está previsto realizar, como parte de las actividades planificadas para el reacondicionamiento de la planta, una re-evaluación de las consecuencias de la ocurrencia de sismos sobre la represa existente aguas abajo de la CNE. Este análisis ayudará a determinar si es necesario implementar mejoras complementarias referidas a un nivel del lago excesivamente bajo. Se prevé concluir esta re-evaluación para 2015.

4.1.1.2. Actividades desarrolladas por el órgano regulador

El diseño sísmico de las centrales nucleares argentinas, corresponde a las bases de licenciamiento para el diseño original. Sin embargo, considerando que los requerimientos sísmicos han sido consensuadamente incrementados a nivel internacional, el Titular de la Licencia (NA-SA) decidió realizar una evaluación de seguridad de las centrales nucleares ante la ocurrencia de eventos externos, entre los que se incluye la ocurrencia de sismos, a partir de una actualización de la amenaza sísmica de los sitios de Atucha (CNA I – CNA II) y Embalse (CNE).

Si bien la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) acuerda con los estudios encarados por NA-SA, decidió realizar una evaluación independiente del sitio de Atucha, dado que es un sitio de emplazamiento común a dos centrales nucleares. Esta evaluación independiente fue realizada de manera conjunta con el Instituto de Investigaciones Antisísmicas “Ing. Aldo Bruschi” (IDIA) de la Universidad Nacional de San Juan, Argentina (UNSJ) (ver 4.1.1.2.1).

En el caso de la CNE y enmarcado en el proyecto de Extensión de Vida Útil, la ARN revisó y se expidió en relación a la estrategia de diseño sísmico presentada por NA-SA para el reacondicionamiento de la planta. A través de esta estrategia se definieron dos categorías de modificaciones (modificaciones menores y modificaciones importantes o cambios de diseño) y una de reemplazo de equipos.

La ARN consideró aceptable la adopción de un valor de aceleración de 0,2 g PGA (similar a otras plantas CANDU como Quinshan y Wolgson), como requerimiento sísmico para modificaciones menores y una aceleración de 0,39 g PGA obtenida del espectro de amenaza uniforme (Uniform Hazard Spectra, UHS) actualizado para el sitio de Embalse y con una recurrencia de 10.000 años, para las modificaciones importantes de diseño.

Para el reemplazo de equipos, la ARN consideró que el criterio de reemplazo de componentes sin mejorar su capacidad sísmica se debería limitar sólo a equipos cuya falla o malfuncionamiento en caso de sismo, genere un impacto despreciable en la seguridad del reactor.

Adicionalmente, se decidió realizar una Evaluación de Margen Sísmico (SMA, Seismic Margin Assessment) con el objetivo de determinar las potenciales vulnerabilidades de la planta reacondicionada ante eventos sísmicos extremos.

Como consecuencia del accidente ocurrido en la central nuclear japonesa de Fukushima, la ARN solicitó a NA-SA que determine el margen de seguridad existente analizando el comportamiento de las centrales nucleares CNA I, CNA II y CNE, ante la ocurrencia de eventos extremos que provoquen consecuencias tales como la pérdida total de la alimentación eléctrica y el sumidero final de calor por un tiempo prolongado. Esta solicitud está enmarcada en el mencionado requerimiento regulatorio, RQ-NASA-38, cuyo objetivo final es una Evaluación Integral de la Seguridad (Stress Tests) de las centrales nucleares argentinas.

Por último, la ARN se encuentra trabajando en un proyecto de modificación / actualización de la Norma Regulatoria AR 3.10.2, “Protección contra terremotos en Reactores Nucleares de Potencia”, con el objetivo de que la misma establezca los criterios de diseño sísmico de centrales nucleares de acuerdo con el estado del arte en la materia, a las mejoras en las recopilaciones del OIEA e incluya las lecciones aprendidas como consecuencia de la ocurrencia de eventos sísmicos en otras centrales nucleares (en particular en la central japonesa de Fukushima).

4.1.1.2.1. Sitio de Atucha

La ARN encomendó al IDIA de la Universidad Nacional de San Juan, la realización de una revisión y actualización de la amenaza sísmica para la verificación de la central y de sus componentes.

Los datos de base para el estudio se tomaron fundamentalmente de la primera valoración de la amenaza sísmica realizada en el año 1981 por GNZ y de otros dos estudios adicionales (sismotectónico y sismológico respectivamente) realizados como fase preparatoria por la UNSJ: "Estudio de Neotectónica para la evaluación de la amenaza sísmica" y "Recopilación y análisis de información sismológica".

El sitio de emplazamiento de Atucha está ubicado en la región continental estable de Sudamérica, y próximo al margen pasivo (sismicidad observada en el mar). La región tiene baja actividad sísmica, no obstante, se tiene información de un número de sismos históricos (registro periodístico, etc.) e instrumentales (registro a través de sismógrafo). La información geotectónica disponible es insuficiente para definir las fuentes sismogénicas en la vecindad del sitio estudiado y por lo tanto no es posible llevar a cabo un análisis determinístico de la amenaza sísmica.

Se definió un área de estudio amplia (8 grados de latitud x 16 grados de longitud), abarcando el litoral marítimo del sur de Brasil, Uruguay y la Provincia de Buenos Aires en Argentina, llevándose a cabo un análisis detallado de todos los eventos sísmicos conocidos, tanto históricos como instrumentales.

Considerando que el catálogo de eventos y la información de magnitud son cruciales para la construcción del modelo de sismicidad de la región, se revisaron las magnitudes de los eventos conocidos y se analizó la integridad del catálogo y sus límites temporales.

A partir del análisis de la información sismológica, fue posible definir una ley de recurrencia aplicable para toda el área de estudio. La definición de esa ley de recurrencia se hizo bajo dos hipótesis alternativas: sin incluir la sismicidad observada en el mar, es decir en el margen pasivo, e incluyendo la sismicidad del margen pasivo.

Obtenida la ley de recurrencia para toda el área de estudio se estimó que la actividad sísmica se distribuye según dos modelos sismotectónicos alternativos. En el primer modelo, se asume la sismicidad distribuida en forma uniforme en toda el área. En el segundo modelo se asume que la actividad sísmica tiene origen en planos verticales cuya posición y extensión se trazó en base a las trazas de las fallas de basamento conocidas.

En Argentina, no existen suficientes registros acelerográficos para generar relaciones de atenuación locales. Por ello se debe recurrir a relaciones de atenuación ajustadas con datos de otras partes del mundo. Se seleccionaron las siguientes tres leyes de atenuación desarrolladas para regiones continentales estables (Centro y Este de los EE. UU.), que permiten estimar parámetros de la componente horizontal del movimiento en roca y en suelo:

- Atkinson & Boore (1995)
- Hwang & Huo (1997)
- Atkinson & Boore (2006)

Mediante un árbol lógico se incluyeron en el análisis las incertidumbres que afectan a:

1) el modelo de fuentes sismogénicas, 2) la ley de recurrencia, 3) Magnitud máxima, 4) Ley de atenuación.

Se calcularon las curvas medias de amenaza de aceleración máxima del terreno (AMT) y pseudoaceleración (PSA) con 5% de amortiguamiento para diferentes períodos propios.

Se obtuvieron los espectros de amenaza constante (Uniform Hazard Spectra - UHS), es decir espectros de respuesta de pseudoaceleración para el 5% de amortiguamiento, para un período de retorno constante de 10000 años, correspondiente al nivel de verificación SL-2 del OIEA.

Se estimó también la amenaza sísmica en función de la magnitud y la distancia (desagregación), observándose que la misma está dominada por eventos de magnitudes bajas (4,5 a 5,0), que son más frecuentes, con focos ubicados a una distancia entre 20 y 25 km, que es la mínima distancia estimada hasta la supuesta falla existente en el lecho del Río Paraná. En consecuencia, es posible concluir que dicha falla controla la amenaza sísmica en el sitio estudiado. Esto se puede apreciar en la *Figura 4-24*, donde se muestra la desagregación de la amenaza sísmica de aceleración máxima del terreno (PGA).

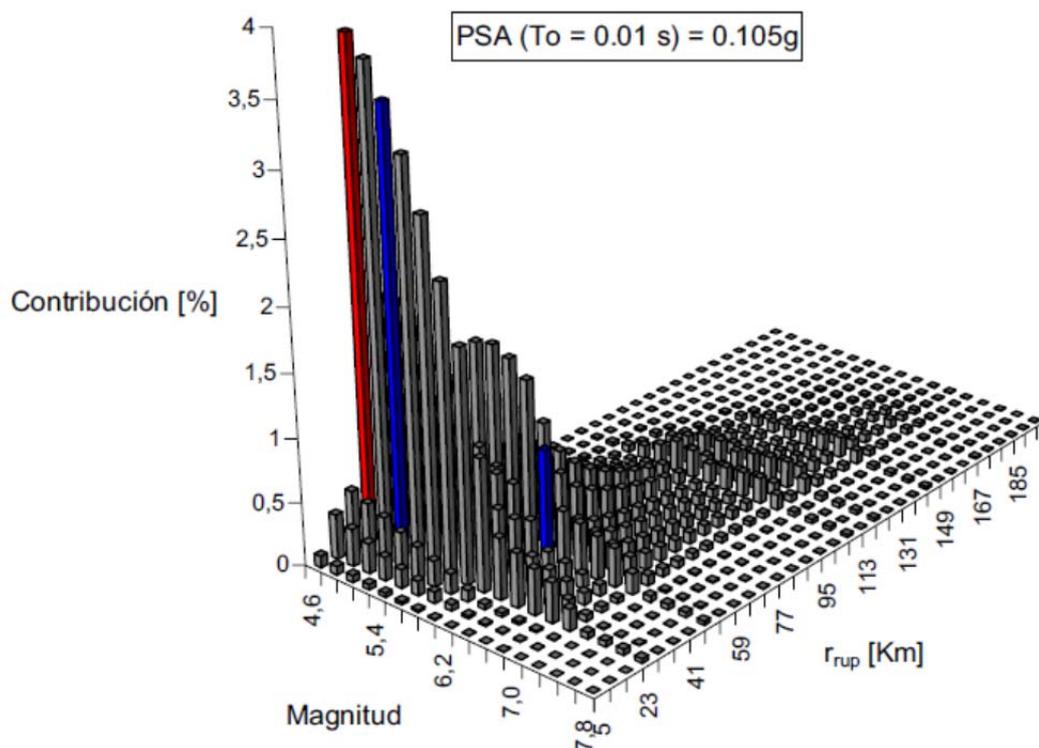


Fig. 4-24: Riesgo sísmico en función de la magnitud y la distancia.

La falla arriba mencionada se trata de una estructura inferida a partir de observaciones de la geomorfología (cambio de rumbo del cauce del Río Paraná) y de la forma y cambios en la profundidad del techo del basamento. Al presente, no se tienen datos ciertos de su posición, rumbo, del ángulo que forma el plano a medir con respecto a un plano horizontal (buzamiento), ni tampoco se puede asegurar su existencia. Sin embargo existen registros de un evento sísmico importante (terremoto ocurrido el 4/06/1888) con una localización bastante precisa, que se ubica en coincidencia con la traza de dicha falla.

Comparación entre el estudio de la UNSJ (ARN) y el estudio de AECL (NA-SA)

La ARN encomendó la realización de una comparación entre el estudio independiente de amenaza sísmica realizado por IDIA y el correspondiente estudio encarado por NA-SA desarrollado por la empresa D'Appolonia.

De dicha comparación se destacan los siguientes aspectos:

- La metodología utilizada en ambos estudios consiste en: 1) la recopilación y análisis de la información geológica y geofísica publicada hasta el momento; 2) elaboración de un modelo sismotectónico; 3) evaluación probabilística de la amenaza sísmica.
- En el estudio elaborado por D'Appolonia se pone gran énfasis en la discusión sobre la eventual existencia de una falla a lo largo del curso inferior del río Paraná. Esta discusión tiene gran relevancia para la valoración de la amenaza sísmica en Atucha, debido a la proximidad al sitio de emplazamiento de las centrales. Sobre la base de la información recopilada en la literatura, se concluye en el estudio de D'Appolonia que no existe una falla activa a lo largo del curso inferior del río Paraná.
- Por su parte el modelo sismotectónico formulado por el IDIA, no descarta la presencia de una falla potencialmente activa a lo largo del curso inferior del río Paraná, adoptando en este aspecto un criterio similar al del estudio de GNZ.
- La exigua actividad sísmica observada no provee suficiente información para definir leyes de recurrencia. Por ello, en ambos estudios, la formulación del modelo sismotectónico se apoya en la caracterización mundial de las regiones continentales estables.

En lo que respecta a la actividad sísmica, las hipótesis utilizadas por ambos estudios son similares. Las mayores diferencias se encuentran en la geometría asumida para las fuentes sismogénicas. El estudio de IDIA no utiliza la subdivisión en regiones "extendidas" y "no extendidas". En su lugar distribuye la sismicidad en forma uniforme a lo largo de líneas de fallamiento del basamento, entre las

que se incluye la supuesta falla del Río Paraná y otras coincidentes con las cuencas del Río Salado, Santa Lucía y lineamientos en las provincias de Entre Ríos, Santa Fe y sur de Corrientes. En la formulación de este modelo se considera que, si bien no existen evidencias de que estos lineamientos correspondan a fallas activas, tampoco existen pruebas concluyentes de que no lo sean. De manera idéntica al estudio de D'Appolonia, el IDIA propone un segundo modelo alternativo en la que toda la región se considera una fuente sismogénica uniforme. El IDIA considera una posibilidad adicional que es incluir o no la sismicidad del margen pasivo para ajustar la ley de recurrencia. Por otra parte el IDIA no toma en cuenta la actividad sísmica de las Sierras de Córdoba por considerarla demasiado lejana como para producir efectos significativos en Atucha.

A modo de conclusión se puede afirmar que D'Appolonia y el IDIA llevaron a cabo sendos estudios de amenaza sísmica para el sitio de emplazamiento de Atucha, en forma completamente independiente. La información de base utilizada fue muy similar, así como la metodología aplicada. Sin embargo, las hipótesis realizadas para formular el modelo sismotectónico presentan algunas diferencias significativas. Aun así los resultados obtenidos son similares y desde el punto de vista de los efectos estructurales que podría tener el movimiento sísmico especificado para la verificación de las Centrales Nucleares (SL-2), es posible concluir que son equivalentes.

La comparación de los espectros puede verse en la siguiente *Figura 4-25*.

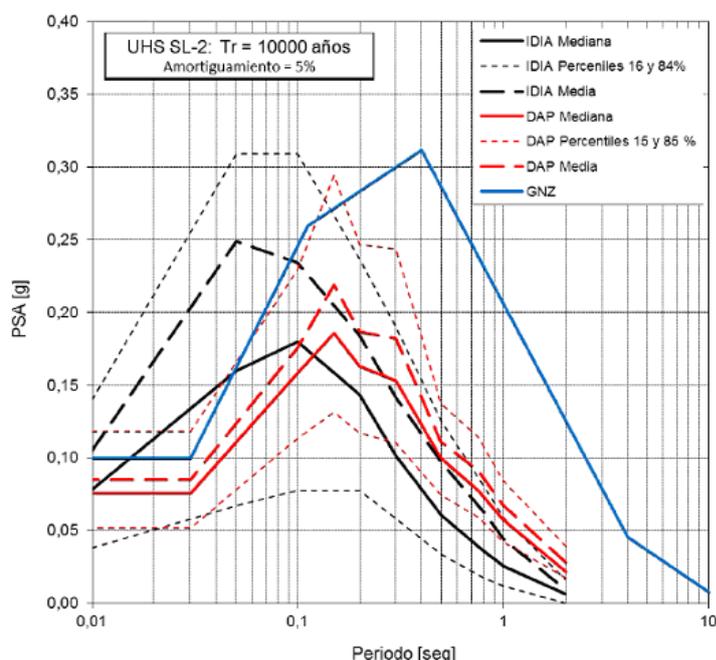


Figura 4-25. Comparación de los espectros

4.1.1.2.2. Sitio de Embalse

La central fue diseñada para un DBE con aceleración horizontal máxima de piso de 0,15 g. Antes de la puesta en marcha se realizó una revisión del sismo de diseño y se estableció un sismo con una aceleración horizontal de 0,26 g correspondiente a una recurrencia de 1/7000 años recalificándose los componentes necesarios para una parada segura.

Se ha iniciado una nueva evaluación sísmica del sitio y, a la fecha se completó la elaboración de las curvas de Probabilistic Seismic Hazard Assessment (PSHA) y Uniform Hazard Spectra (UHS) así como los espectros de piso (FRS) para los edificios del Reactor y recintos Auxiliares y aquellos recintos previstos por el proyecto de Extensión de vida.

Durante 2011 se realizaron dos recorridos de planta (walkdown) utilizando los datos arriba mencionados y la conclusión fue que el sitio de Embalse tiene una buena capacidad sísmica, particularmente los ESCs. El equipamiento está bien construido y los anclajes son adecuados. Sin embargo, fueron realizadas algunas recomendaciones referidas a mejoras en los aspectos sísmicos que incluyen análisis de sismicidad y refuerzos de ESCs. Está previsto que algunas de las deficiencias identificadas serán corregidas en el corto plazo y otras serán analizadas posteriormente y serán implementadas durante las actividades de reacondicionamiento (2014 / 2015).

Se estima finalizar el análisis mediante la metodología de margen sísmico (SMA) basado en APS hacia mediados de 2014.

4.1.1.2.3. Conclusiones

El diseño sísmico de las centrales nucleares argentinas es consistente con los criterios y requerimientos, tanto nacionales como internacionales, establecidos al momento del diseño. Sin embargo, dado que estos requerimientos se han ido incrementando con el correr del tiempo, todas las centrales nucleares han encarado una re-evaluación de su capacidad sísmica (SMA) frente a la ocurrencia de sismos de un cierto nivel, mayor que el DBE.

Para realizar la mencionada re-evaluación, las plantas han actualizado la amenaza sísmica de los sitios utilizando metodologías y bases de datos de acuerdo al estado del arte en la materia.

La ARN acuerda con el enfoque determinado por NA-SA para la re-evaluación de la capacidad sísmica de las plantas, por cuanto:

- La metodología del SMA resulta un enfoque adecuado y suficiente, considerando la amenaza sísmica de los sitios en cuestión y la antigüedad de las instalaciones,
- Con la mencionada metodología se puede confirmar la no existencia de situaciones límites (cliff edge effects) relevantes,
- El RLE adoptado se obtiene a partir de la media del espectro de respuesta de riesgo uniforme para una probabilidad de excedencia de 10^{-4} /año, el cual es consistente con la Norma Regulatoria Argentina AR 3.10.1."Protección Contra Terremotos en Centrales Nucleares" y permite verificar la capacidad de las plantas frente a sismos considerados internacionalmente como DBE,
- La evaluación de los márgenes de seguridad es compatible con el concepto de defensa en profundidad, dado que las funciones de seguridad cubren el nivel 3 mientras que se verifica a la contención en el nivel 4 para una demanda sísmica correspondiente a un sismo de recurrencia de 100.000 años.

Adicionalmente y en base a las evaluaciones realizadas a la fecha, la ARN concluye lo siguiente:

- No se han identificado debilidades relevantes que requieran la toma de acciones urgentes.
- Se ha verificado que NA-SA cumple con lo establecido tanto en las bases de diseño como en las bases de licenciamiento.
- Se han analizado inundaciones internas y externas provocadas por sismos y se considera que NA-SA está realizando las acciones adecuadas para cubrir satisfactoriamente dichos escenarios.
- A los efectos de incrementar la capacidad de respuesta ante situaciones extremas NA-SA propone implementar un conjunto de mejoras que, a criterio de la ARN son aceptables.
- La ARN continuará con el seguimiento y la evaluación de las acciones que están siendo y/o serán implementadas en el futuro para asegurar que las mismas sean efectivas y que se consideren todos los aspectos necesarios relacionados con la seguridad de las plantas. El resultado de dichas actividades determinará si es necesario que la ARN requiera acciones complementarias, modificaciones o mejoras adicionales.

4.1.2. INUNDACIONES / BAJANTES

4.1.2.1. Actividades realizadas por el operador

4.1.2.1.1. Inundaciones / Bajantes para el sitio Atucha

El emplazamiento de las CNA I - CNA II está situado sobre el margen derecho del Río Paraná de las Palmas, sobre la denominada Vuelta del Pelado Inferior, en el km 134,8 de la hidrovía Paraguay-Paraná, cerca de la localidad de Lima, dentro del Partido de Zárate, a poco más de 100 km al noroeste de la Capital Federal (*Figura 4-26*).

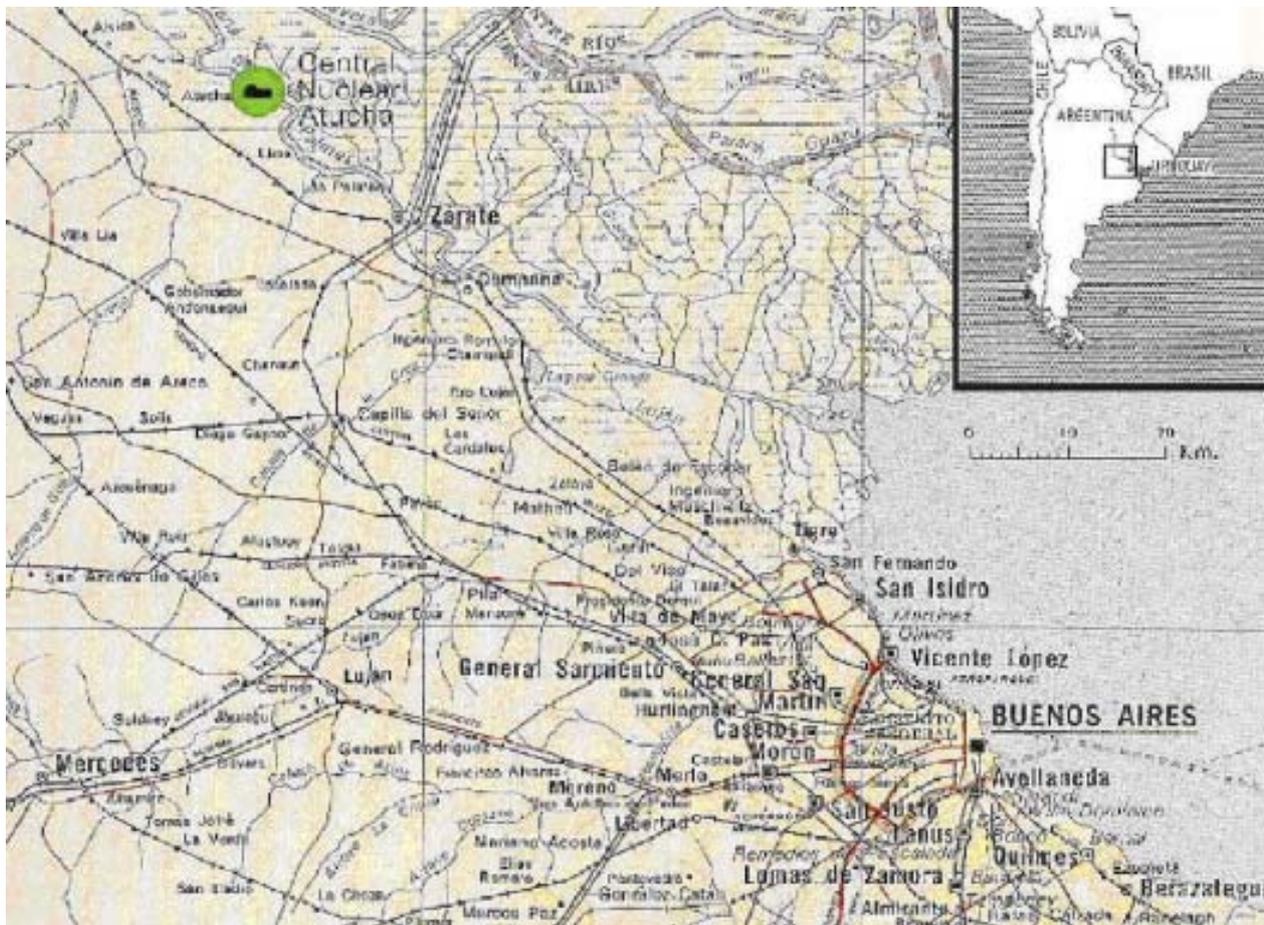


Figura N° 4-26: Ubicación Atucha.

El Río Paraná (*Figura 4-27*) es el sexto río de llanura más importante del mundo; moviliza un caudal medio en su desembocadura de $16.000 \text{ m}^3/\text{s}$, y forma parte de la cuenca del Río de la Plata. Su nivel varía considerablemente y estas variaciones fueron tenidas en cuenta durante el diseño de las CNA I y CNA II.

Los valores históricos de la máxima creciente y la máxima bajante son 4,55 m y 0,17 m, respectivamente respecto al cero de referencia que es el nivel cero del Riachuelo adoptado como "cero normal" para todas las nivelaciones nacionales.

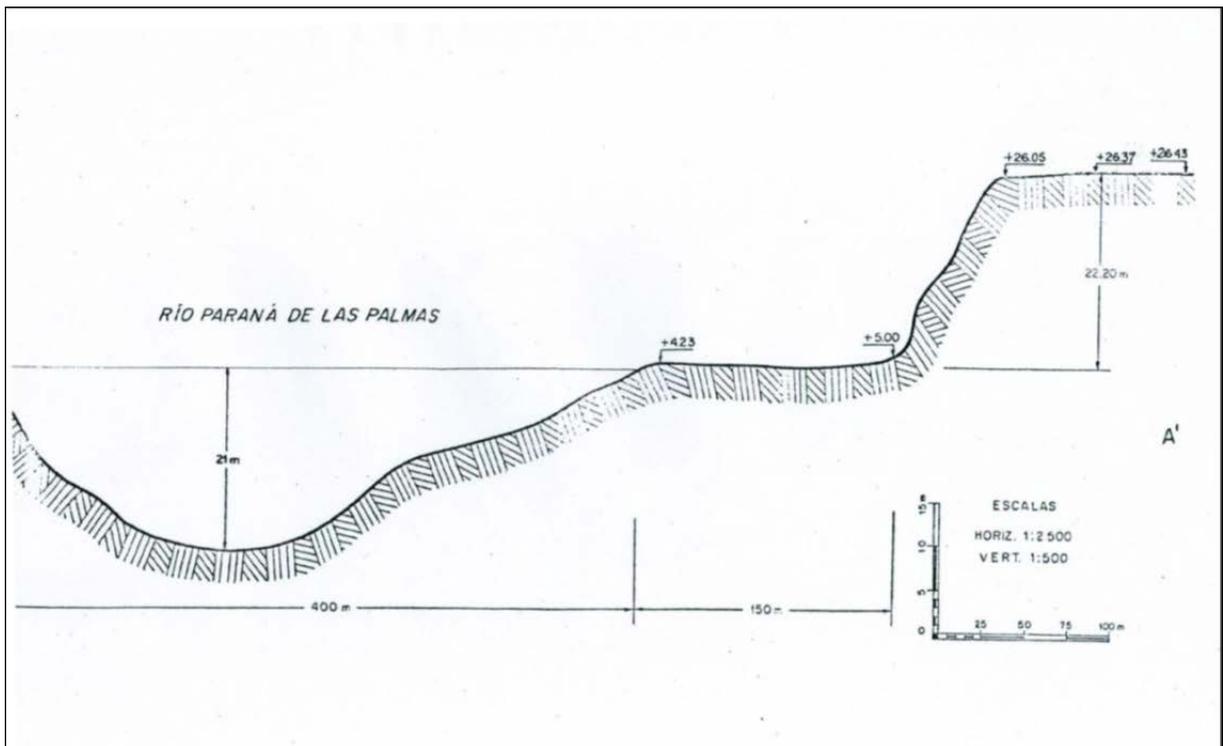


Figura N° 4-27: Perfil Río Paraná en el sitio Atucha.

Con posterioridad a la puesta en servicio de la CNA I se realizaron estudios hidrológicos sobre los ríos Paraná y Paraná de las Palmas. Uno de ellos es el “Estudio Hidrológico de la Central Nuclear Atucha” de H. Gómez y colaboradores, estableció los niveles del río para el diseño de la segunda central a emplazar en el predio (CNA II), y se analizaron las crecidas históricas de los registros disponibles en las zonas de interés dentro de la cuenca (Corrientes, San Pedro, Zárate y Riachuelo). Para las bajantes se utilizaron datos históricos en Zárate y Riachuelo. Los cálculos de inundación para la CNA II se realizaron con un período de retorno de 1000 años.

De acuerdo al análisis efectuado, las bajantes significativas pueden originarse por:

- Bajo caudal de agua en el Río Paraná inferior, medio o superior;
- Fuertes vientos (más de 6 en la escala de Beaufort) desde el N, NNO, NO, NE y O en el Río de la Plata, por largos períodos de tiempo; y
- La acción simultánea de ambos efectos.

Se observaron la existencia de bajantes pronunciadas del Río Paraná en el sitio de Atucha entre los meses de septiembre y diciembre. También se registraron bajantes de nivel importantes que se originaron en el cauce superior del río, Alto Paraná (en los años 1925, 1944, 1949, 1951, 1968, 1969), debido a una seria reducción de la estación de lluvias en Brasil.

En el año 1983, se determinaron los niveles máximos, mínimos y recurrencias para el sitio Atucha. Se empleó la distribución de Gumbel para las crecidas y log-normal para las bajantes. Los resultados fueron:

- Inundación con recurrencia de 1000 años: +5,2 m
- Inundación con recurrencia de 100 años: +4,5 m
- Inundación con recurrencia de 20 años: +4 m
- Inundación con recurrencia de 5 años: +3,5 m
- Nivel medio: +2 m
- Registro estimado de nivel bajo: 0 m
- Bajante con recurrencia de 100 años: -0,5 m
- Bajante con recurrencia de 1000 años: -1 m

Se determinó en el mismo estudio la “crecida máxima probable” (CMP), maximizando todos los factores adversos vinculados con la inundación para el modelo hidrodinámico empleado, y considerando que ocurren en forma simultánea. El estudio que se realizó para el Río Paraná supuso en la ciudad de Corrientes, ubicada casi 600 km aguas arriba del sitio de Atucha, un caudal de 90.000 m³/seg. A modo de comparación, la máxima crecida histórica en dicha ciudad fue de 42.000 m³/s. y desde el punto de vista probabilístico, para un período de retorno de 1.000 años se alcanzarían los 55.000 m³/seg.

La CMP que se consideró en el diseño de la segunda unidad (CNA II) fue de 8,45 m. Este valor fue revaluado en relación a inundaciones producidas por rotura de represas, arribándose a una conclusión similar (ver más adelante).

La existencia de un conjunto de represas aguas arriba de la planta permite regular en cierta medida el nivel del río, llenándose los embalses en temporada de lluvias y descargándose en la estación seca. Esta regulación es posible sólo durante condiciones normales y no para situaciones extremas.

La posibilidad de que el nivel del río supere los 4 metros puede predecirse con 3 ó 4 meses de anticipación. Esto se debe a que el tiempo de avance de la onda de la crecida es grande debido a que este es un río de llanura, posee una cuenca que abarca un área muy extensa y la velocidad de propagación de una crecida disminuye en terrenos planos como los de las zonas aledañas al sitio. El tiempo de traslación de una crecida entre las ciudades de Corrientes y San Pedro, localidad próxima al emplazamiento de CNA I, es de aproximadamente 30 días.

Mediante el sistema de información hidrológica de la Cuenca Del Plata, el operador de la CNA I – CNA II recibe información continua sobre el nivel del Río Paraná. Este sistema fue desarrollado en 1983 y es operado por el Instituto Nacional del Agua (INA). Desde la implementación de este sistema de alerta, ha habido tres inundaciones importantes, en los años 1983, 1992 y 1998. El máximo nivel alcanzado en CNA I fue de 4,60 m en 1998, el cual fue ligeramente superior al registrado en 1983 de 4,55 m.

En base a las enseñanzas obtenidas de la inundación de 1983, se construyó en la casa de bombas de CNA I un muro de contención de 0,5 m de altura. Esta modificación permite continuar operando la central de manera segura con una inundación mayor a la base de diseño original.

El aumento del nivel del río Paraná de las Palmas, que puede comprometer la disponibilidad de la casa de bombas, es de evolución lenta debido a su caudal y extensión. Por este motivo, su comportamiento es predecible con suficiente anticipación mediante registros de estaciones hidrológicas aguas arriba. Esto permite planificar adecuadamente la respuesta a implementar.

Otro posible motivo para una inundación en el sitio Atucha es la ruptura de una de las represas existentes aguas arriba del sitio. Existen en la actualidad 59 represas construidas. La más próxima es Yaciretá, ubicada a unos 1.200 km. Es suficiente considerar sólo la rotura de esta última represa, ya que se ha verificado que si esta mantiene su integridad contendrá el efecto de la rotura de las anteriores.

En el diseño de Yaciretá se empleó como referencia un estudio de Motor Columbus & Asociados (1979), donde se determinó que la CMP que debería soportar la represa provendría de una avenida simultánea de los ríos Paraguay y Paraná, normalmente desfasadas, con un flujo resultante de 95.000 m³/s. En una reunión binacional de expertos realizada en 1997, se confirmó que esta CMP era válida de acuerdo a los datos hidrológicos existentes. Las conclusiones de dichos expertos fueron revisadas y confirmadas en el año 2009.

Se corroboró que la cota máxima que se alcanzaría en el sitio luego de la ruptura de las mencionadas represas sería similar a la calculada oportunamente para la avenida simultánea de los dos afluentes principales inmediatos debida a precipitaciones máximas probables. Para dicho evento se calculó que el nivel máximo que se produciría es de 8,45 m respecto del cero del Riachuelo y se espera que el tiempo de traslación de la crecida sea de aproximadamente 30 días, lo cual también otorga cierta previsibilidad en la operación de la planta.

En función de todo lo antedicho, no es esperable inundaciones que afecten a los principales edificios de las centrales, emplazados todos a un nivel del río que brinda un margen considerable respecto de la CMP.

4.1.2.1.1.1. Inundación/bajante para las cuales las plantas han sido diseñadas

4.1.2.1.1.1.1. CNA I

En el diseño de la CNA I se consideraron las probables inundaciones y bajantes milenarias mencionadas previamente, como consecuencia de lo cuál la casa de bombas resulta ser el edificio más vulnerable con respecto a las crecientes. Asimismo, ya que las bombas del Sistema de Alimentación

Asegurada de Agua de Río (UK) sólo pueden tomar agua hasta una altura mínima del río de aproximadamente -1 m, se detectó esta vulnerabilidad con respecto a bajantes extremas.

El sistema UK cumple con la función de suministrar agua de refrigeración a los siguientes puntos:

- Refrigeradores de aceite y alternador de turbina hidráulica
- Circuito secundario de refrigeración de agua de río UD
- Grupos diesel de emergencia BY
- Compresores del circuito de refrigeración de agua fría TK
- Circuito intermedio de refrigeración nuclear TF
- Sistema de refrigeración posterior RR
- Sistema de refrigeración de piletas y canal de transporte de elementos combustibles
- Refrigeradores de aceite de las bombas QF
- Circuito intermedio de refrigeración convencional asegurado UL

Existen además los siguientes puntos de suministro adicionales:

- Conexión al sistema convencional de tratamiento de agua
- Conexión de llenado para el circuito principal de refrigeración de agua de río

Para salvar los puntos débiles del diseño en cuanto a las inundaciones y bajantes extremas, se está instalando una cuarta bomba UK en Casa de Bombas de CNA II. Dicha bomba podrá seguir funcionando aun con crecidas del río de 8,45 m o bajantes de -2,00 m. Esto permitirá que CNA I siga funcionando aun cuando el nivel de agua haya superado la altura de su casa de bombas o el nivel de agua con bajante sea inferior al nivel de la toma.

Como se menciona previamente, por intermedio del INA se está realizando un nuevo estudio hidrológico e hidráulico que incluirá una revisión de los estudios antecedentes, con el objetivo de complementarlos y actualizarlos, y efectuar una prospección considerando posibles escenarios futuros. Este nuevo estudio re-evalúa tanto la inundación como la bajante base de diseño y considera la combinación de los máximos caudales de los afluentes, roturas de las represas ubicadas aguas arriba y la condición de contorno en la desembocadura del río Paraná dada por los niveles del Río de la Plata. A pesar de los cambios climáticos que ha sufrido la zona, no se espera que los niveles varíen significativamente, ya que la experiencia recopilada con los años de operación así lo sugiere.

El edificio principal de la CNA I fue construido sobre una meseta a nivel 23 metros, encontrándose mucho más alto que cualquier posible crecida del río. Sin embargo, la estación de toma donde se encuentran las bombas del sistema de refrigeración normal (UC) y del sistema de refrigeración asegurada de la planta (UK), se encuentra en el nivel 6 metros y podría ser vulnerable frente a crecidas del río -ver *Figura N°4-28* (es inferior a la "crecida máxima probable").

4.1.2.1.1.1.2. CNA II

El edificio principal de la planta fue construido sobre una meseta a nivel 23 metros, encontrándose mucho más alto que cualquier posible crecida del río.

Atucha II tiene tres casas de bombas. La casa de bombas de la toma de agua de servicio (UPD) contiene dos bombas del Sistema de Agua Asegurada PE, se encuentra junto al río y tiene una toma de agua directa.

Las otras dos casas de bombas, toma de agua de circulación del condensador (UPC) y toma de servicio (UQB) están, una junto a la otra, a 150 metros de la costa y reciben agua del río a través de un canal de toma de agua. La casa UPC contiene tres bombas del sistema de agua convencional (PAB) y la casa UQB otras dos bombas del Sistema de Agua Asegurada PE.

Las casas UPD y UQB (sistema PE) están diseñadas para resistir una CMP de +8,45 metros sobre el cero del Riachuelo y la casa UPC que contiene al sistema de suministro normal esta diseñada para resistir una crecida de +5,20 metros sobre Riachuelo que es una crecida con un período de retorno de 1000 años.

El sistema PE de refrigeración asegurada cumple con la función de suministrar agua de refrigeración a los siguientes puntos:

- Sistema KAA (refrigeración de componentes nucleares)
- Sistema KAG (refrigeración de parada y en caso de accidentes)
- Sistema PJD (Diesels)
- Sistema FAK (pileta de EC gastados)

Por intermedio del Instituto Nacional del Agua (INA) se está realizando un nuevo estudio hidrológico e hidráulico, cuyo detalle se indica en el punto 4.1.2.1.1.1.1.

4.1.2.1.1.2. Previsiones para proteger la planta de la inundación/bajante base de diseño

4.1.2.1.1.2.1. CNA I

Para identificar las ESC críticos para llevar y mantener la planta en parada segura en caso de inundación o bajante del río Paraná de las Palmas, donde se pierda el río como sumidero de calor, se recurrió al Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) que consideró la pérdida del sistema UK permitiendo obtener un listado de sistemas y componentes requeridos para llevar la planta a parada segura.

Diariamente se miden y registran los niveles del río y este valor está incluido en el sistema de control de parámetros “on-line” de la planta. En caso de detectarse una anomalía, se comienza a seguir la evolución de la misma en los puertos aguas arriba y se mantiene el sistema en alerta de acuerdo a lo detallado más adelante. Estas medidas proporcionan el conocimiento del avance de la creciente/bajante y en qué momento se alcanzará el nivel donde la planta debe ser sacada de servicio por razones de seguridad. Según los registros de nivel del Río Paraná en la CNA I se establecen los siguientes niveles de intervención:

- *Alerta.* Nivel del río igual o mayor que 3,80 m. Se convoca al CIAS (Comité Interno Asesor de Seguridad) para planificar acciones preventivas.
- *Emergencia.* Nivel del río igual o mayor que 5,00 m. A partir de este nivel, la operación de la planta sigue los lineamientos de la Instrucción T17: “Operación con creciente del Río Paraná de las Palmas”.

La Instrucción T17 es un procedimiento de acciones sucesivas para hacer frente a los casos en que el río incrementa su nivel por encima del valor de diseño. El objetivo es garantizar la remoción de calor del núcleo y preservar los equipos que podrían estar afectados por la inundación. El procedimiento comienza a llevarse a cabo cuando el nivel del río es superior a 5 m o existe un pronóstico de que podría llegar a ese nivel. Las acciones a implementar dependen del nivel del agua y se resumen de la siguiente manera:

Nivel > 5 m

- Registrar el nivel de agua cada 30 minutos.
- Controlar que no existan bloqueos en la toma (tamices y pantalla rotativa).
- Verificar la existencia de filtraciones en la Casa de Bombas.
- Mantener el inventario al máximo en los reservorios de agua.

Nivel > 5,5 m

- Llevar a la planta a parada fría.
- Sacar de servicio y desenergizar los equipos de refrigeración normal.
- Completar cualquier operación de cambio de combustible en proceso, a fin de que la máquina de recambio quede vacía de elementos combustibles.

Nivel > 6,0 m

- Sacar de servicio y desenergizar una de las bombas UK.
- Desenergizar todos los equipos que no deban emplearse en la Casa de Bombas.
- Si la infiltración en la Casa de Bombas es superior a 100 m³/h (la capacidad de la bomba de achique del edificio es 100 m³/h) o el nivel es superior a 15 cm, parar y desactivar una segunda bomba UK (*Figura 4-28*).

Si el nivel de agua comienza a elevarse sobre el nivel en el que están instalados los motores UK, está previsto recurrir al segundo sumidero de calor (SSC) para asegurar la continuación de la extracción del calor residual del núcleo.

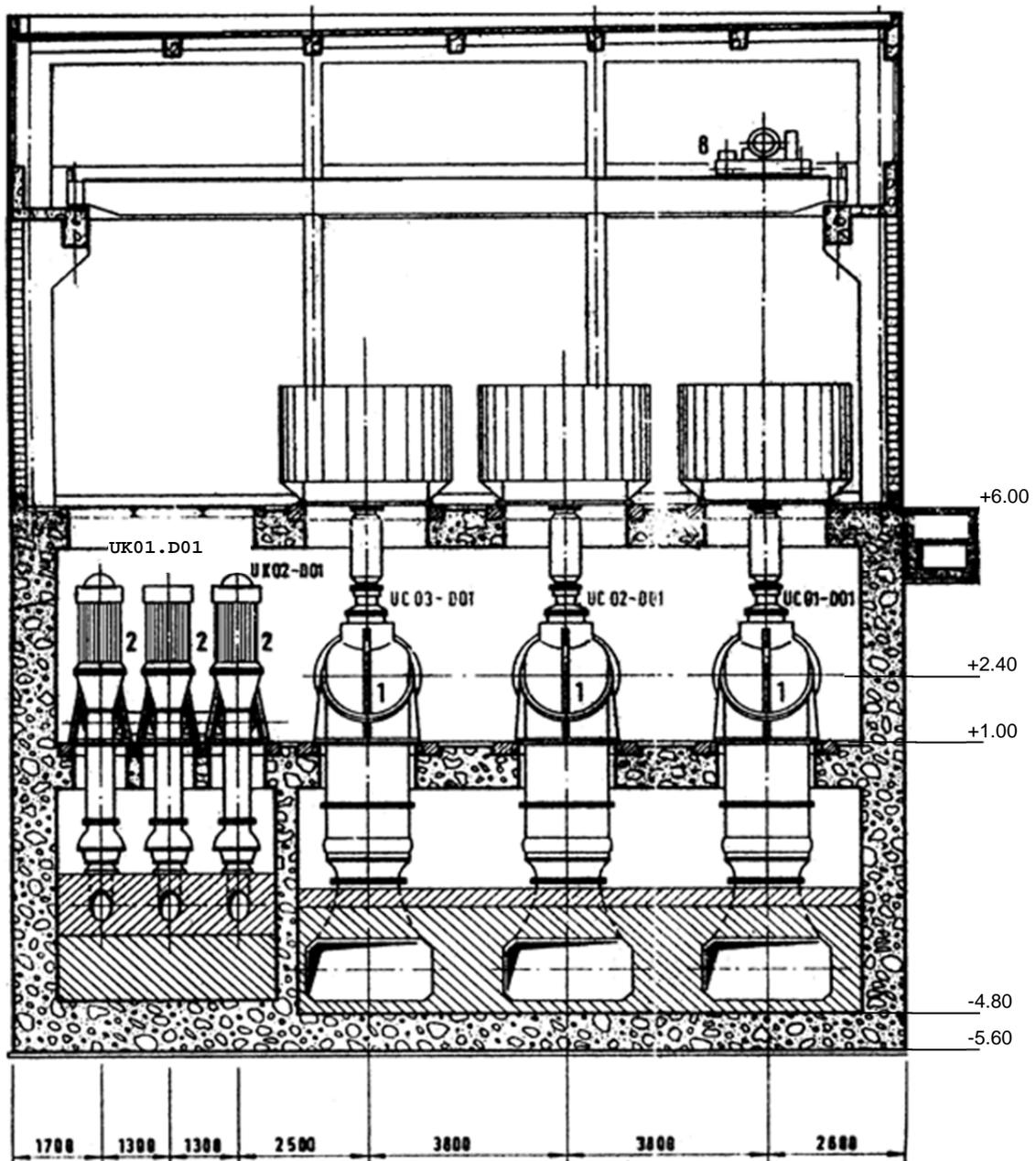


Figura N° 4-28: Corte Casa de Bombas CNA I.

Por otro lado, descensos en los valores de nivel de río generan, para un mismo caudal de ingreso de agua a la planta, aumentos en la velocidad en el canal de toma. Este efecto es producido por la reducción del área de pasaje, la cual no sólo es función del nivel del río sino además del nivel de depósitos en el fondo del canal. Esto determina condiciones límites de operación, en función del nivel del río y de la altura de sedimentos depositados en el canal de toma, a partir de las cuales se produce erosión en dicho canal.

Fijadas las variables altura de sedimento y altura de río y conociendo la cantidad de bombas del circuito principal de agua de refrigeración (UC), se puede identificar si se está operando en condiciones seguras o no desde el punto de vista de la erosión en el canal de toma.

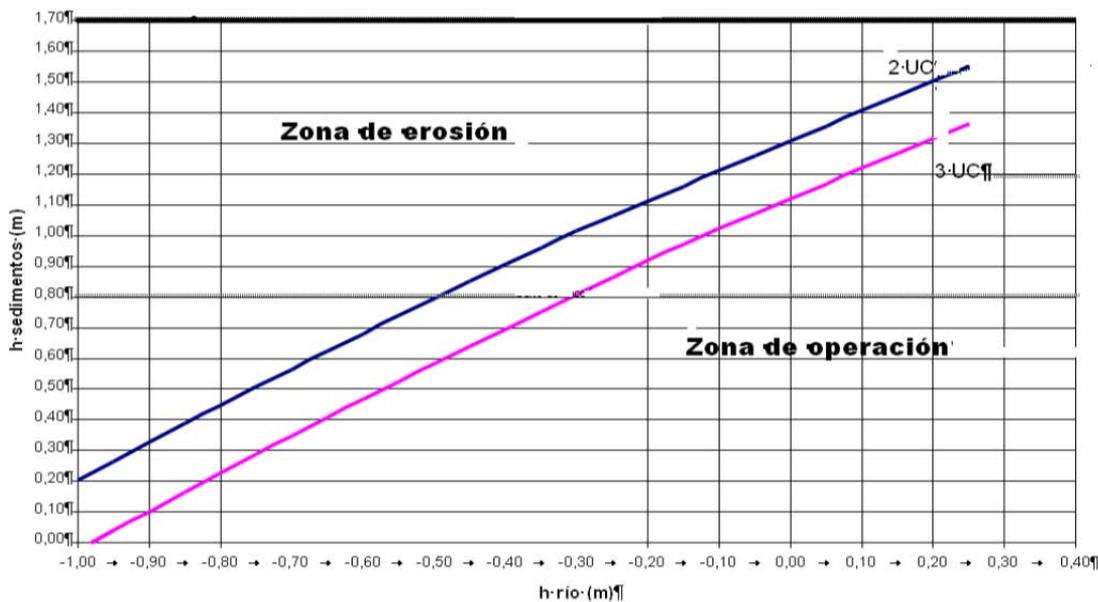


Figura N° 4-29: Altura de sedimentos vs. altura del río.

Según se indica en la *Figura N° 4-29*, en el caso de que el punto de operación se encuentre por sobre la curva y se verifique en otros puertos anteriores a CNA I que el nivel del río sigue bajando, se deberá sacar a la planta de servicio. Sin embargo, el caudal de las bombas UK representa un porcentaje pequeño de incremento del caudal de las bombas UC y por ende, aún estará disponible este sistema para llevar a parada segura la planta. De persistir el descenso será necesario continuar la refrigeración en forma independiente del río mediante el sistema Segundo Sumidero de Calor (SSC). Para detalles del SSC ver punto 4.2.2.1.

Esta previsto completar la implementación de una cuarta bomba UK que estará situada en la casa de bombas de la CNA II que , agregará diversidad y redundancia al sistema para mejorar los puntos débiles del diseño considerando las inundaciones y bajantes extremas. Dicha bomba cubre eventos más allá de la base de diseño y cumplirá la función de asegurar la refrigeración posterior, pudiendo ser usada en paralelo con otra bomba UK de operación normal aún con crecidas o bajantes del río de 8,45 m o -2,00 m respectivamente. La CNA I cuenta con tres bombas del sistema UK ubicadas en la casa de bombas de CNA I. Cada una de ellas suministra el 50% del caudal necesario de agua en condiciones normales de funcionamiento y el 100% en condiciones de emergencia. En condiciones normales, funcionan 2 bombas UK quedando una tercera en reserva. La nueva bomba UK dispone de un sistema auxiliar de agua de sello y el sistema de filtrado asociado y su alimentación eléctrica será de media tensión (6,6 KV) asegurada y se comandará desde la CNA I. La implementación de esta mejora se encuentra en proceso de tendido de cañerías y se prevé que esté implementada en 2013.

Además, se han emprendido nuevas modificaciones para mejorar la respuesta del sistema SSC en el largo plazo y mantener el sistema UK en funcionamiento más allá de las bases de diseño actuales. Estas modificaciones consisten en:

1. Estrategia de reposición de inventario a los GV.

La finalidad de esta modificación es reponer el inventario de agua a los GV en condiciones de pérdida de la cadena de refrigeración posterior y de la inyección de agua desde el tanque del SSC. Asimismo, en casos donde la integridad del SSC no se haya visto afectada, se podrá reponer inventario al tanque de este sistema. Para cumplir este objetivo, se plantea la estrategia de utilizar el agua de las piletas de depósito de agua del sistema de tratamiento de aguas (UA00B03/B04) e inyectarla al GV despresurizado utilizando las bombas UA10D20 y D21, y reponer agua a dichas piletas con agua de pozo utilizando una de las bombas UJ (sistema de agua potable). Ver esquema en *Figura N° 4-30*. Esta propuesta contempla además la posibilidad de alimentar los componentes involucrados mediante un generador diesel móvil (GDM) en caso de SBO con los generadores diesel del SSC también indisponibles.

Como se indicara anteriormente, se dispone de una autonomía mínima de dos días en este evento en caso de contar con alguna alternativa de suministro eléctrico externo a la CNA II. Esto es así considerando la disponibilidad de agua en el sistema secundario y los tanques del sistema de agua de alimentación LA (Figuras 4-31 y 4-32).

En este caso, está previsto incorporar una mejora que permita extender el suministro de agua a los GVs por más tiempo que consistirá en el mencionado GDM y el suministro de agua desde un reservorio alternativo. Se está evaluando la posibilidad de que dicho reservorio este constituido por tomas de agua desde la napa subterránea. Esta previsto implementar esta mejora para fines de 2014.

En el caso que la pérdida del sistema de refrigeración asegurada de agua de servicio (PE) se produjera por inundación o bajantes, es importante mencionar que el sistema de agua de refrigeración principal PAB está diseñado para operar entre 0,0 m y 5,65 m. Fuera de estos límites, está previsto que la central se lleve a parada refrigerando con el Sistema PE, el cual está diseñado para operar entre -1,0 m y 8,45 m. Teniendo en cuenta los tiempos involucrados en las bajantes y crecidas, que son del orden de 30 días, cuando no se disponga del Sistema PE, la planta se encontrará en parada y con una potencia de decaimiento pequeña, con lo cual se estima que se dispondrá de una autonomía holgadamente superior a los dos días mencionados.

Para el caso de pérdida del sistema de refrigeración asegurada de agua de servicio PE y como consecuencia de los análisis realizados en el APS, están en elaboración los procedimientos para refrigerar la planta vía los GVs en caso de SBO. Se prevé disponer de dichos procedimientos para 2013.

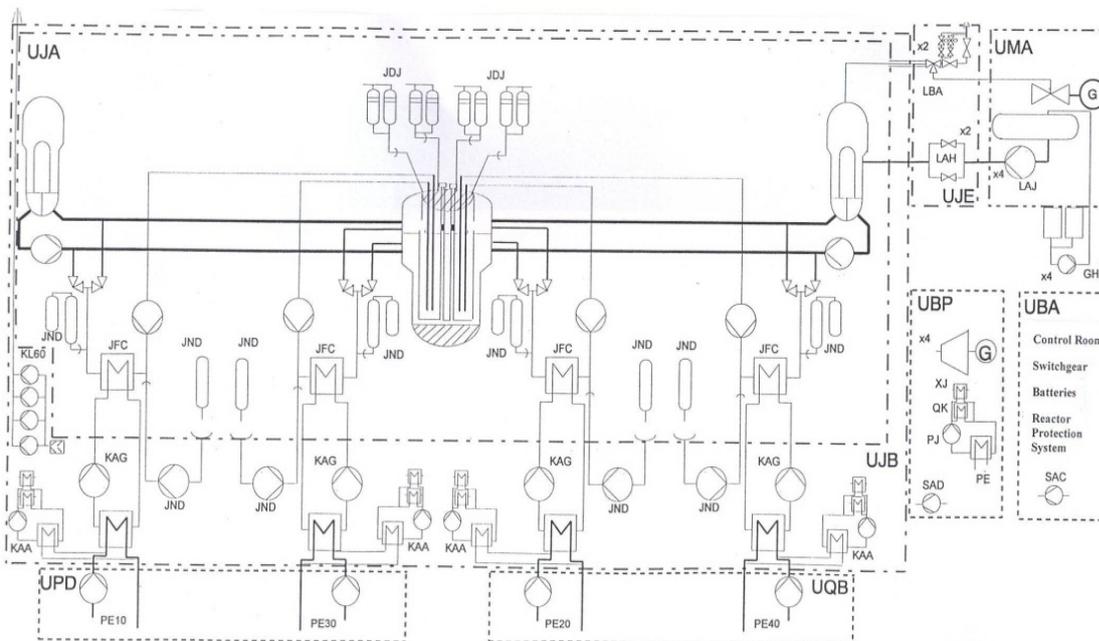


Figura 4-31: Sistemas de refrigeración y remoción de calor residual.

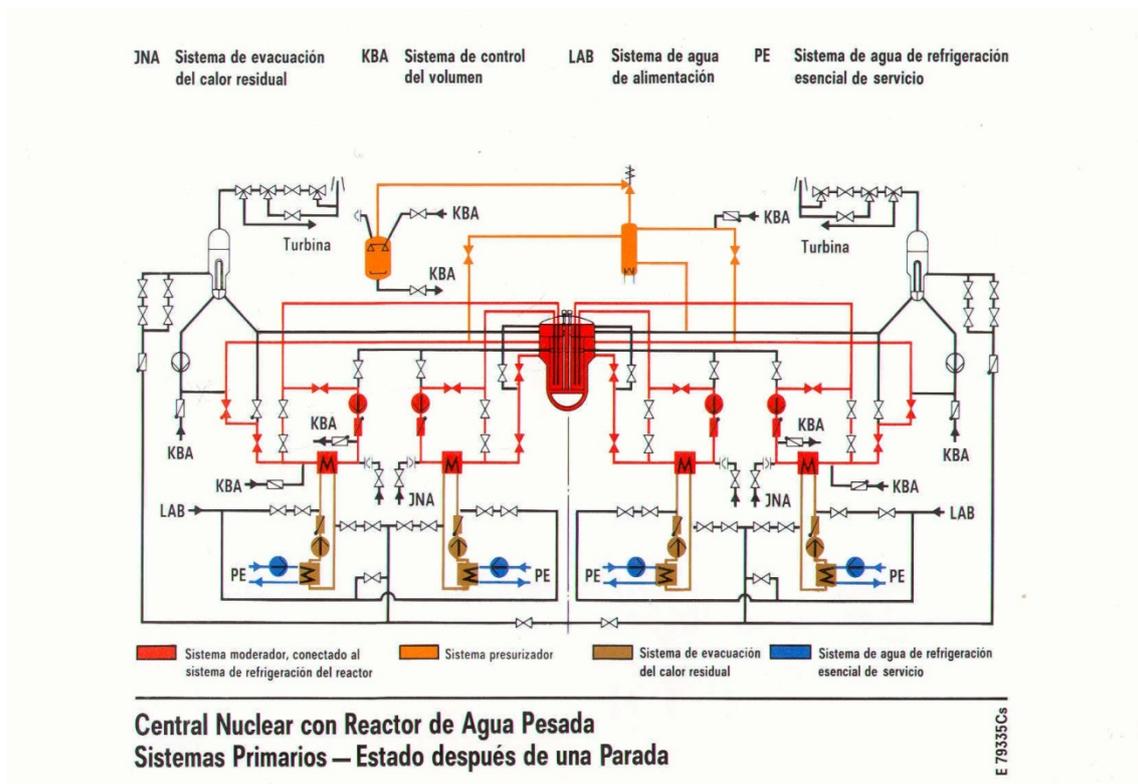


Fig.4-32: Sistemas de refrigeración y extracción de calor residual.

4.1.2.1.1.3. Proceso que garantiza el cumplimiento de las bases del licenciamiento

4.1.2.1.1.3.1. CNA I

Los sistemas y componentes necesarios para llevar, y mantener el reactor en parada segura para los casos considerados previamente de pérdida del sistema de agua de río asegurada (UK), han sido identificados en el APS de la planta y verificada su disponibilidad mediante los programas de pruebas repetitivas y mantenimiento.

Pérdida de suministro eléctrico externo

En el caso de que un fenómeno externo afecte el suministro eléctrico, la central cuenta con la interconexión con los diesel de emergencia de la CNA II. Estos equipos son capaces de proveer energía a la central para llegar y mantener a la planta en parada segura. Asimismo, la alimentación eléctrica del SSC está asegurada por sus equipos diesel independientes, lo que implica que no depende ni de la corriente eléctrica externa ni de los generadores diesel de la CNA II, y podrá cumplir su función de refrigerar a la central a través de los GV.

4.1.2.1.1.3.2. CNA II

La CNA II dispone de cuatro bombas del sistema de Agua Asegurada PE, las cuales pueden operar con crecidas de hasta +8,50 m. Además, una crecida de dicha magnitud puede ser predicha con tres a cuatro meses de anticipación y tardaría cerca de 30 días en llegar al sitio de la planta. En consecuencia, está previsto llevar a parada segura la central con suficiente anticipación de manera tal que el calor de decaimiento sea tan bajo que no se necesiten las bombas PE para remover el calor residual del núcleo.

Con la planta parada en condición de parada segura por más de un mes, se prevé utilizar el inventario de agua de la pileta del sistema de agua de alimentación (LA) y de los tanques del sistema de suministro de agua desmineralizada GHC para mantener la planta adecuadamente refrigerada por un período prolongado.

4.1.2.1.1.4. Actividades y pruebas específicas de verificación ya iniciadas por la planta luego del accidente de Fukushima

4.1.2.1.1.4.1. CNA I

Ante la ocurrencia del accidente de Fukushima, el WANO solicitó a los Titulares de las Licencias de las centrales nucleares una revisión del estado de los ESC y de los procedimientos vigentes para hacer frente a emergencias y transitorios. La mencionada solicitud del WANO (WANO SOER 2011-2), requiere un relevamiento de la planta y su capacidad de respuesta ante inundaciones y bajantes.

Al respecto, NA-SA evaluó la disponibilidad de los ESC que deben encontrarse funcionales ante escenarios de inundaciones externas., elaboró una lista de 175 componentes necesarios para hacer frente a dicho evento basada en la Instrucción T17 ya comentada. Los ESC identificados fueron revisados mediante una recorrida de planta (walkdown).

Por intermedio del INA se está realizando un nuevo estudio hidrológico e hidráulico, cuyo detalle se indica en el punto 4.1.2.1.1.1.

También se analizaron otras posibles fuentes de inundación externa diferentes al río Paraná (lluvias intensas y prolongadas, roturas de tanques de otras plantas aledañas, etc.) y se concluyó que no existe ninguna otra fuente que pueda causar inundaciones en la CNA I.

Piletas de combustible gastado

En base a lo expresado precedentemente, se estima improbable que desde el punto de vista estructural las piletas de almacenamiento de combustible gastado se vean afectadas por inundaciones o bajantes. Desde el punto de vista funcional, con la pérdida del sistema UK, las mismas perderán el agua de refrigeración. Para hacer frente a esta situación, se estableció una estrategia de reposición de agua / llenado de las mismas a través de una bomba UJ especialmente instalada que succionará agua de la napa (*Figura 4-30*).

La estrategia para el llenado de las piletas consiste en la utilización de agua de napa como alimentación alternativa e independiente, la cual será conducida hacia cada uno de los Edificios de Piletas a través de un tendido de cañerías propio. Se ha previsto que el diseño del sistema sea tal que pueda mantenerse disponible en las condiciones extremas planteadas, y permitir su operación y monitoreo de los parámetros relevantes desde el exterior de dicho edificio.

Está previsto ubicar el pozo para la extracción del agua de la napa en cercanías del edificio de piletas que será independiente del utilizado en la estrategia de reposición de inventario al SSC planteada para el mismo escenario. El agua extraída por bombas alimentará a cada uno de los edificios de manera independiente. Esta parte del sistema (externa) será fija y terminará sobre la pared del edificio, con dos acoples que permitirán la conexión de los tramos de cañería correspondientes al interior del edificio.

Dentro del edificio está previsto que el sistema sea removible con montaje por acople rápido, dado que un tendido fijo de cañerías obstaculizaría las áreas de circulación. Esta parte del sistema será montada cuando sea necesario utilizarlo, acoplando los tramos que lo componen de manera de conducir el agua desde los acoples ubicados en la parte interna del edificio (mencionados en el párrafo anterior) hasta cualquiera de las piletas de cada uno de los dos edificios.

El proceso de reposición de agua será manual, de manera que un operador, a través del monitoreo de nivel y temperatura de las mencionadas piletas, operará las válvulas interceptoras abriendo o cerrando las mismas, según corresponda. Tanto el comando de la bomba como la lectura de los parámetros, está previsto que se haga desde un panel eléctrico ubicado en la parte externa del edificio y cercano tanto al pozo como a dichas válvulas interceptoras. Esta previsto disponer de esta mejora para 2013.

4.1.2.1.1.4.2. CNA II

Por intermedio del INA se está realizando un nuevo estudio hidrológico e hidráulico, cuyo detalle se indica en el punto 4.1.2.1.1.1.

Se están evaluando las medidas a adoptar para implementar el enfriamiento exterior del RPV para mitigar las consecuencias de secuencias accidentales con daño al núcleo. Se prevé implementar estas medidas para 2014.

4.1.2.1.1.5. Evaluación de márgenes

4.1.2.1.1.5.1. CNA I

Se ha determinado que la debilidad más relevante de CNA I es la casa de bombas del sistema UK. Como fue mencionado anteriormente, en caso de inundación o bajante que haga perder el sumidero de calor constituido por la cadena de refrigeración posterior debida a la pérdida del sistema UK, se dispondrá de un sumidero de calor alternativo independiente del agua de río constituido por el SSC. Las mejoras previstas permiten que dicho sistema funcione en el largo plazo con el soporte de la inyección de agua de napa. Además se dispondrá del soporte del mencionado GDM.

Actualmente se está desarrollando un procedimiento para la salida de servicio de la planta en caso de bajantes extremas, basándose en estudios de condiciones límites de operación para descenso en los valores del nivel del río. El mismo permitirá sistematizar la maniobra para la salida de servicio y está prevista su implementación para el tercer trimestre de 2012.

4.1.2.1.1.5.2. CNA II

De acuerdo a lo descrito en el punto 4.1.2.1.1.2, la CNA II cuenta con valores de diseño conservadores y los tiempos involucrados ante crecientes o bajantes son muy grandes para permitir disponer de las acciones previstas para enfrentar estas situaciones.

Además, la planta estará fuera de servicio en caso que se superen los límites de diseño de 0,0 m y 5.65 m establecidos para el sistema de agua de refrigeración principal (PAB), es decir que si la creciente o bajante continúa superando los valores de diseño del sistema de refrigeración asegurada de agua de servicio PE -1.0 m y 8,45 m (lo que ocasionaría la pérdida del sistema PE). En las mencionadas circunstancias, dado que la planta ya estaría fuera de servicio, la potencia residual será pequeña y las provisiones de agua para extraer ese calor durarían mucho más tiempo que los descritos en el punto 4.2.2.2.1.

Actualmente se están desarrollando los procedimientos para la extracción del calor residual vía GV para estos casos y se prevé disponer de los mismos para 2013.

4.1.2.1.2. Inundaciones / bajantes para el sitio de Embalse

4.1.2.1.2.1. Inundación / bajante para las cuales la planta ha sido diseñada

4.1.2.1.2.1.1. Inundación / bajante externa

Aguas arriba y distantes cerca de 20 km del sitio de emplazamiento de la CNE existen dos represas de tamaño relativamente pequeño, denominados Cerro Pelado y Arroyo Corto. Además, existe una central hidroeléctrica emplazada en la represa del embalse ubicada aguas debajo de la CNE, por cuyo vertedero descarga el agua cuando alcanza su nivel, evitando de este modo que puedan ocurrir incrementos significativos en dicho nivel que pudiera afectar el sitio donde esta emplazada la planta.

En consecuencia, la inundación externa de la planta debida al incremento del nivel del Río Tercero por encima del nivel del mencionado vertedero no es posible por cuanto el mismo es de 657,5 m y el nivel del suelo (piso de la planta baja de la central) esta a 665 m. Además, en base a los antecedentes históricos existentes, se conoce, que el nivel del embalse no ha excedido en más de aproximadamente 2,0 m el nivel del vertedero y la diferencia de 7,5 m entre los niveles del vertedero y del nivel del suelo de la central brinda adecuada protección contra inundaciones. En base a lo anterior no se consideran necesarias medidas adicionales para proteger a la planta contra una inundación.

No obstante, está previsto realizar, como parte de las actividades planificadas para el reacondicionamiento de la planta, una re-evaluación de las consecuencias de la ocurrencia de sismos sobre el dique existente aguas debajo de la CNE. Se considera que este análisis determinará si es necesario implementar mejoras complementarias referidas a un nivel del lago excesivamente bajo. Se prevé concluir esta re-evaluación para 2015.

4.1.2.1.2.1.2. Inundación interna

4.1.2.1.2.1.2.1. Edificio de Turbina

El edificio de la turbina podría inundarse como resultado de fugas en la cañería de agua de circulación del condensador o en la cañería de agua de servicio.

Si se producen fugas en la cañería de agua de servicio, se estima que el agua se acumulará en el sótano del edificio de turbina a una tasa que permitiría al operador aislar la fuga y/o parar el sistema de agua de servicio antes de que resultasen afectados equipos vitales para la parada del reactor.

En el caso de que la acumulación de agua proveniente de una rotura en una cañería de agua de servicio llegase a alcanzar las bombas de agua de alimentación y la fuga provocada por la misma fuese aislada mediante el disparo de las bombas, aun sería posible el enfriamiento del sistema de transporte de calor (SPTC) ya sea mediante el control de presión de los GVs o por el sistema de enfriamiento de parada. En tal caso sería necesario que el operador abriera las válvulas principales de seguridad de vapor para despresurizar los GVs y utilizar agua del tanque de rociado (dousing) como reposición para los mismos. Las bombas del SPTC deberían mantenerse en operación hasta que las temperaturas de los cojinetes indicaran que pueden producirse daños en las mismas, momento en el cual deben ser detenidas.

Las fugas del sistema de agua de circulación del condensador podrían inundar el edificio de turbina y la nave auxiliar hasta el nivel de la planta baja antes de que se pueda aislar la fuga. Si el agua llega al nivel del suelo, fluirá fuera del edificio y no seguirá acumulándose.

Los siguientes equipos están ubicados por debajo del nivel del suelo en el edificio de turbina y es probable que fallen en caso de inundación:

- compresores de aire para instrumentos,
- enfriadores,
- bombas de alimentación,
- bombas de extracción de condensado,
- bombas del sistema a aceite de sellos del generador.

Bajo tales condiciones, sería necesario que el operador disparase las bombas de agua de circulación del condensador y parase el reactor. A fin de asegurar la eliminación de calor el núcleo, el operador iniciaría el enfriamiento del SPTC hasta que el nivel en los GV alcance – 10 metros y luego el sistema de enfriamiento de parada a la temperatura del transporte de calor de ese momento. La inundación en el edificio de turbina no afectaría a la sala de bombas, ni al edificio de servicios ni al edificio del reactor, por lo tanto, los sistemas necesarios para mantener el enfriamiento de parada permanecerían disponibles.

Mejoras para éstos eventos:

- Se instaló un compresor de aire impulsado por un motor diesel en el nivel 100 metros del edificio de turbina y se encuentra conectado mediante válvulas a los tanques de suministro de aire de instrumentos.
- Se reforzará la puerta de ingreso a la sala de control secundaria ubicada en el nivel 100 m del edificio de turbina (E/T) si por alguna eventualidad el agua que inunda el E/T sobrepasara dicho nivel. Se prevé implementar esta mejora durante la parada de reacondicionamiento de la planta (2014 / 2015).

4.1.2.1.2.1.2.2. Edificio de Servicios

El anegamiento del edificio de servicios podría ocurrir como resultado de fugas en la cañería del agua de servicio de alta o baja presión.

Los equipos que se indican a continuación están ubicados en el sótano del edificio de servicios, el cual podría inundarse en el caso de una rotura en la cañería de agua de servicio. La falla de estos equipos podría tener efectos significativos sobre la operación del reactor:

- bombas de la pileta de combustible agotado,
- bombas de enfriamiento de blindaje,
- bombas de agua de servicio a alta presión,
- bombas de enfriamiento de emergencia del núcleo.

4.1.2.1.2.2. Previsiones para proteger la planta de la inundación / bajante base de diseño

4.1.2.1.2.2.1. Edificio de Turbina

En caso de inundación, está previsto que el operador saque de servicio las bombas de agua de circulación del condensador y detenga el reactor. A fin de asegurar la eliminación del calor del núcleo, el operador iniciará el enfriamiento del SPTC hasta que el nivel en los GV alcance – 10 metros y luego la extracción de calor continuará a través del sistema de enfriamiento de parada.

La inundación en el edificio de turbina no afectaría a la sala de bombas, ni al edificio de servicios ni al edificio del reactor, por lo tanto, los sistemas necesarios para mantener operativo el sistema de enfriamiento de parada permanecerán disponibles.

Las mejoras y los plazos de implementación previstos para estos eventos son los mismos que las indicadas en el punto 4.1.1.1.3.5.3.1.

4.1.2.1.2.2.2. Edificio de Servicios

El operador podría aislar la fuga o parar el sistema de agua de servicio antes de que el nivel de agua llegara al nivel del suelo.

Los equipos que se indican a continuación están ubicados en el sótano del edificio de servicios, el cual podría inundarse en el caso de una rotura de gran tamaño en la cañería de agua de servicio. La falla de estos equipos podría tener efectos significativos sobre la operación del reactor:

- Bombas del sistema de refrigeración de la pileta de combustible agotado.
- Bombas de enfriamiento de blindaje.
- Bombas de agua de servicio a alta presión.
- Bombas de enfriamiento de emergencia del núcleo.

Para aislar la fuga puede ser necesario que el operador pare todas las bombas de agua de servicio de baja presión. Esta acción causaría una falta total de agua de servicio a la planta y por lo tanto, el reactor sería detenido y el enfriamiento normal del SPTC se iniciaría al mayor régimen, utilizando el control de presión de los GVs. Las bombas de SPTC deberían mantenerse en operación hasta que las temperaturas de los cojinetes indicaran que pueden producirse daños en las mismas y se produzca su salida de servicio.

Igualmente, cuando salgan de servicio las bombas arriba mencionadas, se estima que el SPTC ya estará suficientemente enfriado y, la falla del sistema de refrigeración de blindajes extremos, que podría producirse como resultado de la inundación, no tendría mayores implicancias porque el calor que deberá extraer será extremadamente bajo. El anegamiento del sistema de enfriamiento de emergencia del núcleo tampoco sería un problema, por cuanto el enfriamiento del SPTC se completaría antes de que se viera comprometida su integridad.

4.1.2.1.2.3. Cumplimiento con las bases de licenciamiento

A fin de responder a las recomendaciones formuladas por el WANO SOER 2011-2 “Verify the capability to mitigate internal and external flooding events required by station design”, a mediados de 2011 se realizaron recorridos de planta en las que se verificó que no se incrementaron los riesgos identificados en el diseño e incluidos en el Informe Final de Seguridad (IFS).

Hubo una modificación “a posteriori” del diseño, respecto del compresor de aire del edificio de turbina que se subió de nivel considerando una inundación interna en ese edificio, se agregó una nueva cañería y se proveyó de un motor diesel.

Se cambiará el lugar físico del centro del sistema de iluminación de planta (light center), dado que en el lugar actual, en caso de pérdida de agua del condensador, produciría la inundación y la salida de servicio de dicho sistema.

4.1.2.1.2.4. Evaluaciones de márgenes

La peor situación identificada en cuanto a niveles del lago correspondería a una deformación de la represa a consecuencia de un sismo que produzca una pérdida de los sumideros de calor, afectando simultáneamente los sistemas de circulación, agua de proceso, y suministro de agua de emergencia (EWS). Corresponde enfocarse en el suministro de agua de emergencia que es el calificado para sismos. El nuevo EWS alimentado por el nuevo EPS de mayor potencia, es capaz de alimentar los GVs y el intercambiador de calor del sistema de refrigeración de emergencia (ECCS).

En base a lo anterior, se considera necesario actualizar la evaluación sísmica de la represa, ya sea para asegurar que el EWS estará disponible con un margen suficiente definido en términos de la alta confianza de una baja probabilidad de falla (HCLPF, High Confidence of Low Probability of Failure) ante las condiciones sísmicas más adversas (medición de la robustez de la planta frente a accidentes severos) o en su defecto asegurar un sumidero vía el EWS.

La re-evaluación sísmica arriba mencionada será realizada como parte de las actividades previstas para reacondicionar la planta para extender su vida útil. En base a los resultados de dicha re-evaluación, se espera determinar si se requieren otras mejoras adicionales. Está previsto concluir esta re-evaluación para 2014.

4.1.2.2. Actividades del regulador

En respuesta a los sucesos ocurridos en la central japonesa de Fukushima Daiichi, la ARN requirió (RQ-NASA-038) a NA-SA, Titular de la Licencia de las centrales nucleares CNA I, CNA II y CNE, que realice una Evaluación Integral de la Seguridad (stress test) de dichas centrales con vistas a detectar eventuales debilidades e implementar las correspondientes mejoras (ver Anexo I).

El mencionado requerimiento regulatorio en relación con la ocurrencia de inundaciones / bajantes incluyó la evaluación de las bases de diseño que a su vez contempla la inundación / bajante para las cuales se ha diseñado cada planta; las previsiones para proteger las plantas de dicha inundación / bajante y el cumplimiento con las bases de licenciamiento. Además, se requirió detallar las actividades y pruebas específicas de verificación ya iniciadas por cada planta luego del accidente de Fukushima y la evaluación de los márgenes existentes en cada planta y el análisis de otros eventos externos (tormentas, tornados, etc.).

La ARN ha analizado la información recibida de las plantas a fin de juzgar la aceptabilidad del nivel de seguridad de las mismas. Al respecto, a continuación se muestran las principales observaciones de dicho análisis:

4.1.2.2.1. Sitio de Atucha

En el caso de CNA I y CNA II, se evaluó el sitio como emplazamiento común a ambas centrales. En dicho contexto se está realizando un nuevo estudio hidrológico e hidráulico que incluye una revisión de los estudios antecedentes, con el objetivo de complementarlos y actualizarlos, y efectuar una prospección considerando posibles escenarios futuros. Este nuevo estudio re-evalúa tanto la inundación como la bajante base de diseño y considera la combinación de los máximos caudales de los afluentes, roturas de las presas ubicadas aguas arriba y la condición de contorno en la desembocadura del río Paraná dada por los niveles del Río de la Plata.

Muchos estudios han sido realizados con posterioridad a la puesta en servicio de CNA I como verificación de las bases de diseño de la misma y como base de diseño para CNA II. Se identificaron vulnerabilidades para el caso de la casa de bombas de la CNA I las cuales han sido salvadas con modificaciones y la implementación de nuevo equipamiento (cuarta bomba UK).

4.1.2.2.2. Sitio de Embalse

Se ha demostrado que la inundación externa de la CNE por un desbordamiento del embalse del Río Tercero no es posible debido a la diferencia existente entre el nivel del vertedero de la represa y el nivel de piso de la planta y, a los datos históricos del aumento del nivel de dicho embalse.

Como parte de las actividades planificadas para el reacondicionamiento de la CNE, está previsto realizar, una re-evaluación de las consecuencias de la ocurrencia de sismos sobre la represa existente aguas abajo de la planta. Este análisis determinará si es necesario implementar mejoras complementarias referidas a un nivel del embalse excesivamente bajo.

4.1.2.2.3. Conclusiones

En base a las evaluaciones realizadas a la fecha, la ARN concluye lo siguiente:

- Se ha identificado la necesidad de acciones regulatorias que no constituyen debilidades relevantes que requieran la toma de acciones urgentes.
- Se ha verificado que NA-SA cumple con lo establecido tanto en las bases de diseño como en las bases de licenciamiento.

- A los efectos de incrementar la capacidad de respuesta ante situaciones extremas NA-SA propone implementar un conjunto de mejoras que, a criterio de la ARN son aceptables, así como los plazos propuestos para la implementación de las mejoras identificadas.
- La consideración de inundaciones / bajantes de las centrales nucleares argentinas es consistente con los criterios y requerimientos, tanto nacionales como internacionales, establecidos al momento del diseño. No obstante, se ha considerado necesario realizar nuevos estudios para los sitios de Atucha y Embalse. Para Atucha se está realizando un nuevo estudio hidrológico e hidráulico que incluirá una revisión de los estudios antecedentes, con el objetivo de complementarlos y actualizarlos, y efectuar una prospección considerando posibles escenarios futuros. Para Embalse se prevé realizar una re-evaluación de las consecuencias de la ocurrencia de sismos sobre el dique existente aguas debajo de la planta.
- Se han analizado inundaciones internas y externas y se considera que NA-SA está realizando las acciones adecuadas para cubrir satisfactoriamente dichos escenarios.
- La ARN continuará con el seguimiento y la evaluación de las acciones que están siendo y/o serán implementadas en el futuro para asegurar que las mismas son efectivas y que se consideren todos los aspectos necesarios relacionados con la seguridad de las plantas. El resultado de dichas actividades determinará si es necesario que la ARN requiera acciones complementarias, modificaciones o mejoras adicionales.

4.1.3. OTROS EVENTOS EXTERNOS

4.1.3.1. Actividades realizadas por el operador

4.1.3.1.1. Central Nuclear Atucha I

4.1.3.1.1.1. Eventos y combinaciones de eventos considerados. Razones para su elección

Como otros sucesos naturales extremos se analizan las cargas de viento, específicamente tornados, y la descarga de rayos.

Se han seleccionado estos dos eventos naturales extremos debido a que:

- recientemente, fuertes vientos ocasionaron daños al techo de chapa del edificio de dosimetría; y
- una descarga atmosférica ocurrida en el año 1977 dañó el transformador de energía principal, determinando la salida de servicio de la planta.

4.1.3.1.1.2. Tornados

4.1.3.1.1.2.1. CNA I

La CNA I no fue originalmente diseñada y calificada contra la acción de tornados. En el mismo sitio CNA II, diseñada en los años '80, sí ha tenido en cuenta el tornado como evento de diseño. Considerando que se aplicaron criterios conservativos en el diseño, y teniendo en cuenta la robustez de las estructuras típicas de una central nuclear y la similitud con la CNA II se puede inferir que las principales estructuras estarán en condiciones de afrontar un tornado de la misma clase.

Para el cálculo del tornado básico de diseño se ha aplicado la metodología de McDonald a los datos de tornados obtenidos hasta ese momento en la República Argentina.

Con la suposición de que la graduación de los daños dentro de la franja afectada por un tornado es una característica propia del fenómeno y no de la región donde se mide, se recurrió a bases de datos de mediciones realizadas en los Estados Unidos de América para completar la información requerida por el análisis.

Las estructuras relacionadas con la seguridad se han diseñado considerando un tornado clase F3 de la escala de Fujita utilizada para categorizar la fuerza estimada de los tornados según el daño que provocan.

La escala presenta seis niveles que van del 0 al 5, representando el incremento de nivel de los daños. Se consigna el correspondiente al de intensidad F3.

Intensidad	Velocidad del viento [km/h]	Daños
F3	254-332	Severo: <ul style="list-style-type: none"> - Arranca techos y paredes de viviendas prefabricadas. - Vuelca trenes. - Eleva automóviles del suelo y los desplaza. - Ocasiona daños en viviendas sólidas.

Tabla 4-1: F3 en la escala de Fujita

De acuerdo a lo expuesto en la *Tabla 4-1*, los parámetros de diseño del tornado de clase F3 están representados en la *Tabla 4-2*.

Velocidad máxima del viento	245 – 332 km/h	Según escala mejorada de Fujita
Ancho zona afectada	170 – 450 m	
Longitud zona afectada	16 – 50 km	
Velocidad máxima de rotación	270 km/h	
Radio de máxima velocidad de rotación	45 m	Derivado de USA-EC Guía regulatoria 1,76
Velocidad de traslación máxima	65 km/h	
Velocidad de traslación mínima	7 km/h	
Caída de presión máxima	0,1 bar en 2,5 seg	
Duración de máxima caída de presión	1,5 seg	

Tabla 4-2: Parámetros de diseño para tornado

A continuación se ejemplifican tipos de objetos que pueden ser lanzados por tornados (*Tabla 4-3*):

Ítem	Tipo de objeto	Dimensión (cm)	Peso (kg)	Velocidad relativa al aire	Altura máxima sobre nivel del piso
1	Placa de madera	10 x 30 x 370	90	0,8	Sin límite
2	Barra de acero	2,5 diam. x 100	4	0,6	Sin límite
3	Caño de acero	7,6 diam. x 300	35	0,4	Sin límite
4	Caño de acero	15 diam. x 450	130	0,4	Sin límite
5	Caño de acero	30 diam. x 450	335	0,4	Sin límite
6	Poste de madera	35 diam. x 1000	675	0,4	9 m
7	Automóvil	1,86 m ² área frontal	1800	0,2	9 m

Tabla 4-3: Tipos de objetos lanzados por un tornado de clase F3.

En el diseño de la contención, con el objeto de proteger la integridad de la misma, se han utilizado los siguientes criterios de diseño para afrontar el impacto de objetos lanzados por tornados:

- La contención no debe permitir el escape de ninguna cantidad admisible de radiactividad al medio ambiente como consecuencia del impacto de un objeto sobre ella;
- Se admite que los objetos lanzados puedan ocasionar daños solamente en una de las redundancias de los sistemas que ejercen funciones de seguridad necesarias para afrontar un accidente.

El diseño de la contención de CNA I y CNA II es similar.

4.1.3.1.1.2.2. Estructura de los edificios principales en CNA I

El edificio de la contención cuenta con una envolvente exterior de hormigón que lo separa del medio ambiente. El espesor de las paredes de la envolvente es de 80 cm en la parte cilíndrica y de 60 cm en la parte esférica. Además, dentro de esta envolvente de hormigón se encuentra una envolvente esférica interior de acero de 50 m de diámetro y 22 mm de espesor.

Cabe aclarar que las estructuras de hormigón se encuentran armadas apropiadamente con barras longitudinales y transversales en cada dirección, con lo cual la propagación de las fisuras radiales provocadas por el impacto de objetos será inhibida o controlada por el acero y la porción de hormigón que eventualmente pudiera desprenderse de la superficie por impacto será limitada.

4.1.3.1.1.2.3. Puntos débiles y situaciones límites. Edificios y equipos que podrían ser afectados

Los edificios más importantes a resguardar frente a un tornado son aquellos que tienen que ver con la seguridad nuclear, a saber:

- Edificio de piletas;
- Casa de bombas;
- Bombas de suministro de agua de enfriamiento, cañerías y cables asociados;
- Líneas de servicios de agua de refrigeración de emergencia; y
- Segundo Sumidero de Calor.

Al edificio del reactor no se lo considera crítico ya que está diseñado para resistir el impacto de un avión de pequeño porte.

Los sistemas y componentes principales a proteger, entre otros, son:

- Pileta para los elementos combustibles (PA); y
- Circuito asegurado de refrigeración por agua de río (UK).

4.1.3.1.1.2.4. Previsiones para evitar las situaciones límite o para incrementar la robustez de la planta

El edificio del nuevo suministro eléctrico de emergencia ha sido diseñado y construido teniendo en cuenta el tornado de diseño de velocidad máxima en F3 (ver *tabla 4-1*) y un misil clase 5 (ver *tabla 4-3*).

El nuevo edificio para el Almacenamiento en Seco de Elementos Combustibles Gastados (ASECQ) que colinda con el actual Edificio de Piletas I, se encuentra en la etapa de desarrollo de la ingeniería básica. Se diseñará respetando documentación actualizada relacionada con el impacto de misiles generados por tornados; entre otros, se tendrá en cuenta el código ACI-349-01, "Code Requirements for Nuclear Safety Related Concrete Structures", que identifica cuáles son los efectos locales potenciales sobre la estructura impactada.

Utilizando los criterios aplicados a estos nuevos edificios se re-evaluarán las condiciones originales de impacto de objetos lanzados por tornados para el resto de los edificios existentes en la central, a fin de evitar problemas relacionados con la seguridad de la planta. Se estima que esta re-evaluación se terminará en 2013.

NA-SA ha iniciado una re-evaluación del riesgo de tornados para el sitio de Atucha que se estima estará concluido en 2015.

4.1.3.1.1.3. Rayos

El sistema de protección de los rayos para todos los edificios está diseñado de acuerdo a los estándares originales alemanes y a las Regulaciones Generales de Protección Contra Rayos.

Los transformadores poseen descargadores de sobretensión como protección. Además, se tienen en cuenta medidas de protección adicionales para los edificios que contienen equipos de instrumentación y control. En ellos, los conductores de los pararrayos no sólo están conectados a la puesta a tierra sino también a las estructuras de acero de refuerzo, lo cual reduce considerablemente cualquier campo de interferencia dentro de los edificios en el caso de una descarga de un rayo.

4.1.3.1.1.3.1. Puntos débiles y situaciones límites. Edificios y equipos que podrían ser afectados

Respecto a la descarga de rayos, esta puede ocurrir en cualquier sitio de la central nuclear. Los edificios más importantes que pueden ser afectados son:

- Edificio de maniobras;

- Casa de máquinas;
- Edificio de piletas;
- Transformador principal; y
- Casa de bombas.

Los sistemas y componentes principales protegidos son todos aquellos relacionados a la seguridad que llevan a la Planta a una condición de parada segura en caso de emergencia. Entre otros sistemas, merecen enumerarse:

- Instalaciones transformadoras elevadoras y transformadoras de red (Grupo A);
- Instalaciones de alta tensión y transformadores para el consumo propio (Grupo B);
- Instalaciones de baja tensión, distribuciones principales y transformadores para el consumo propio (Grupo C);
- Instalaciones generadoras de corriente continua y de emergencia. Distribuciones principales (Grupo E);
- Instalaciones de Corriente Continua de emergencia (Grupo F);
- Tableros y pupitres de mando, puesto de mando (Grupo G); y
- Tableros auxiliares y armarios para el accionamiento, enclavamiento, automatismo, alarmas y protección (Grupo H).

4.1.3.1.1.3.2. Previsiones para evitar las situaciones límite o para incrementar la robustez de la planta

En base a los datos históricos que indican la existencia de una importante descarga atmosférica ocurrida en el año 1977 que dañó el transformador de energía principal, causó la salida de servicio de la Planta y se tomó la decisión de realizar una profunda investigación del sistema de puesta a tierra; se tomaron las siguientes acciones:

Se inspeccionaron y repararon conexiones que unen la malla que rodea a los edificios de la central con la tubería de la turbina hidráulica (a la salida del recinto en que está ubicada la unión elástica de dicha tubería).

Para el tendido de puesta a tierra, se instalaron conductores de cobre desnudo de 70 mm² en diversos puntos de los edificios detallados en planos propios de la central nuclear.

Los trabajos consistieron en construir una especie de Jaula de Faraday en los edificios principales y, a efectos de distribuir rápidamente la descarga atmosférica de tierra, extender conductores desnudos en forma de abanico.

Para acentuar aún más el efecto difusor se tendieron otros tramos de conductor desnudo a manera de "contrapeso" con una jabalina enterrada en cada extremo libre.

4.1.3.1.2. Central Nuclear Atucha II

Esta sección contiene una descripción de otros eventos externos para la cual la CNA II fue diseñada. Al final se resumen los estados de protección de los edificios de seguridad en contra de los siguientes eventos:

4.1.3.1.2.1. Carga de viento

Bases para la determinación de la carga de viento

Las estructuras de las plantas están diseñadas para las velocidades de viento dadas en la siguiente tabla. La velocidad del viento de diseño se transforma en cargas de viento de diseño estáticas aplicadas de acuerdo con las recomendaciones de la norma DIN 1055.

La velocidad de la presión eficaz para las estructuras y para partes de ellas a diferentes alturas por encima del suelo está dada de acuerdo a la siguiente tabla.

Elevación sobre el suelo [m]	Velocidad del viento de diseño [m/s]	Presión de Velocidad efectiva (q) [kp/m ²]
8 o menos	28.3	50
8 - 20	35.8	80
20 - 100	42.0	110
más que 100	45.6	130

Tabla: 4-4

Cálculo de las cargas de viento

La carga de diseño total del viento (W) sobre todo el edificio en la dirección del viento, se obtiene mediante el cálculo de la suma vectorial de las fuerzas resultantes que actúan sobre los elementos individuales, de conformidad con la norma DIN 1055, incluyendo los efectos de la presión positiva en la pared donde impacta el viento (barlovento) y presión negativa en la pared opuesta a la que impacta el viento (sotavento).

4.1.3.1.2.2. Tornado

Los tornados pueden ser caracterizados como vórtices de viento que poseen velocidades tangenciales, radiales y de traslación cuyo efecto neto es un viento de fuerza fuerte. La fuerza del viento varía de un valor pequeño en el centro del vórtice hasta una fuerza máxima en el borde y luego disminuye a medida que la distancia desde el centro aumenta. Puede crear los siguientes tres posibles efectos:

- Carga de viento de tornado, W_w ;
- Una presión diferencial causada por un cambio relativamente rápido en la presión atmosférica, W_p ;
- El impacto de los misiles generados por el tornado, W_m .

Se supone que el centro del tornado pasa por la planta y arremolinará arena y tierra (polvo).

Los sistemas de ventilación para los edificios relacionados con la seguridad se han diseñado, para soportar los efectos de un tornado, ya sea por el cierre de las aberturas de ventilación (cambio a modo de recirculación) o mediante el diseño de los sistemas de ventilación para las condiciones que prevalecen durante un tornado. Está previsto que la estación meteorológica emita una advertencia de tornado a tiempo para que el personal de operación de la CNA II pueda tomar las medidas necesarias.

También se supone que el suministro eléctrico externo hacia y desde la CNA II será interrumpido y que será necesario el suministro eléctrico de emergencia de los generadores diesel (GD) ubicados en el edificio UBP. El sistema de ventilación del edificio UBP, el suministro de aire para la combustión y el sistema de descarga de gases de escape de los GD están asegurados.

Como se mencionó en el punto 4.1.3.1.1.2., las estructuras de seguridad están diseñadas para resistir el tornado base de diseño (DBT, Design Basis Tornado). El DBT se toma como de clase F3 en la escala de Fujita-F. Los parámetros de diseño son:

Los parámetros de diseño para el DBT se indican en la *tabla 4-2*. Todos los edificios que contienen características de ingeniería de seguridad están protegidos contra la penetración de misiles generados por tornados. En consonancia con la práctica de ingeniería en los EE. UU, los misiles generados por el tornado se consideraron como se indica en la *tabla 4-3*.

De acuerdo a la *tabla 4-3*, las alturas máximas de misiles sobre el nivel del suelo que se consideran son:

- Ítems 1 al 5: sin límite.
- Ítems 6 y 7: 9 m.

Se considera que los misiles generados por los tornados pueden provenir desde todas las direcciones. El viento tornado y las cargas diferenciales de presión de tornado se aplican a la estructura como cargas estáticas uniformes que actúan normal a las superficies a las que se aplican.

Por otra parte, fue considerada la diferencia de presión durante el transcurso del tornado para los sistemas de ventilación relacionados con la seguridad de estos edificios. Esto significa que está previsto en el diseño que, o bien las aberturas exteriores se cierran para operar el sistema de ventilación en modo de circulación cerrada o se tiene que evitar que la función de seguridad de los componentes relacionados con la seguridad pueda verse afectada por la onda de vacío del tornado. Se postuló que la conexión a la red exterior este abierta. La admisión de aire y salida de gas de escape de combustión para el funcionamiento del GD de emergencia está asegurada.

La falla de las partes de las estructuras que no fueron diseñadas para resistir las cargas de tornado (suponiendo la generación de misiles desde paneles, tuberías o componentes de sistemas no relacionadas con la seguridad) no afectará la función de diseño de las estructuras de categoría sísmica I, que hayan sido diseñadas para cargas de un tornado. Estructuras de categoría sísmicas I están diseñadas para aguantar un misil producido por el tornado, seleccionado como el más perjudicial de una amplia gama de misiles postulados.

NA-SA ha iniciado una re-evaluación del riesgo de tornados para el sitio de Atucha que se estima estará concluido en 2015.

4.1.3.1.3. Central Nuclear Embalse

4.1.3.1.3.1. Cargas eólicas

Las estructuras de los edificios están diseñadas para cargas activas originadas por los vientos conforme a los requerimientos del "National Building Code of Canada" (Código Nacional de Construcción del Canadá) y su suplemento. La subsección 4.1.8 del código detalla la metodología y criterios empleados para calcular las cargas activas originadas por los vientos teniendo en cuenta el efecto de racha. El suplemento del código también delinea los diversos enfoques para determinar las cargas eólicas de diseño sobre los edificios. La máxima velocidad del viento supuesta para fines de diseño es de 150 km/h.

Las cargas eólicas calculadas se combinan con otras cargas para determinar las tensiones en las estructuras de los edificios. La combinación de cargas se realiza de acuerdo con la subsección 4.1.2 del código o de acuerdo con los requerimientos de la guía de diseño AECEB DG-18-21000-00J, según lo que corresponda. En el dimensionamiento final de los miembros estructurales se consideran las cargas activas, ya sea, debida al viento o a sismos que produzcan un efecto más desfavorable.

Se han provisto, en estructuras separadas, un sistema de suministro de agua de emergencia (EWS) y generadores de energía de emergencia (EPS). Estas estructuras, los equipos que contienen y todo otro equipo o componente monitoreado o soportado por dichos equipos están calificados sísmicamente. El equipo contenido en las estructuras es capaz de brindar una disipación de calor alternativa en el caso de producirse una falta de la capacidad normal de eliminación de calor.

Si bien lo provisto en lo que hace al área de control secundaria, el suministro de agua de emergencia y el suministro de energía de emergencia no han sido evaluados para accidentes específicos, salvo sismos, es autoevidente que brindan una alternativa resistente a las fallas para los disipadores de calor normales y esta capacidad puede ser utilizada toda vez que estén en peligro las estructuras normales y sus equipos.

4.1.3.1.3.2. Tornados (sistema de almacenamiento de combustibles quemados -ASECQ-)

Los estudios realizados en oportunidad del licenciamiento y la construcción de los silos del sistema ASECQ se agregaron en la revisión del informe de seguridad de 1993.

Se utilizan los datos para el sitio de Embalse como parte del estudio de emplazamiento. Dicho estudio está a su vez basado en la correspondiente guía de la OIEA y, tomando una serie histórica de 50 años, se determinan los diferentes parámetros que caracterizan el tornado máximo.

La velocidad máxima es $V = 430$ km/h que corresponde a aquella tal que la frecuencia de ocurrencia de un tornado con velocidad que la supere es menor que 10^{-7} /año. Dicho valor se determina a partir de considerar que la frecuencia de un tornado con esas características es el producto de dos factores independientes.

Frecuencia de que ocurra un tornado en las proximidades de la central. Dicho valor se determina como el producto de la frecuencia de un tornado en toda el área considerada multiplicado por la relación entre la superficie afectada por el tornado y el área estudiada.

Probabilidad de que el tornado tenga una velocidad que exceda V . Con este valor y a partir de una distribución normal para el log. V que ajuste los datos históricos resulta un valor $V_M = 430$ km/h.

El tornado que se tomó para el diseño de CNE es de una velocidad de 150 km/h que corresponde a una frecuencia $TOTAL = 6 \times 10^{-5}$ /año a partir de la misma distribución.

Tomando como base la guía de la OIEA se tuvieron en cuenta dos tipos de proyectiles.

- 1) Proyectiles de gran masa y elevada energía cinética cuyo impacto produce deformaciones (por ej.: un automóvil).
- 2) Proyectiles rígidos de grandes dimensiones para los que se requiere resistencia a la penetración (por ej. un poste de luz).
- 3) El tercer tipo de proyectiles, rígidos de pequeño tamaño que puedan pasar por orificios de barreras protectoras, no se aplica en este caso ya que no existen aberturas en los silos.

Dado que los silos son de forma cilíndrica 100 Tn de peso descargado, 6 m de altura y 3 m de diámetro, 85 cm de espesor de hormigón de las paredes, y con el aporte del cálculo mencionado a continuación se concluye que un impacto podría afectar parcialmente el blindaje de hormigón pero no al revestimiento interior.

Se realizó un cálculo utilizando fórmulas empíricas para el caso del impacto de un proyectil tipo 2. Se tomó una velocidad de impacto del 35% de la velocidad horizontal del tornado máximo y dirección de impacto radial. Se calcula la penetración máxima (que no supera los 0,51 m) y el efecto de desprendimiento en la cara opuesta interior; concluyéndose que aún este impacto no afecta la integridad del revestimiento interior del silo. De lo anterior surge que el evento externo tornados no requiere ser considerado para el campo de silos.

El efecto de un tornado durante la transferencia (que podría afectar a un canasto) se evita contando con el aviso meteorológico correspondiente que suspenderá la operación mediante un procedimiento administrativo, de manera que si hay tormenta, el flask no saldrá del edificio de transferencia.

NA-SA ha iniciado una re-evaluación del riesgo de tornados para el sitio de Embalse que se estima estará concluida en 2015.

4.1.3.1.3.3. Lluvias intensas

Un temporal de lluvia intensa y viento sur puso de manifiesto una debilidad de la planta ante dicho fenómeno externo. El impacto sobre la planta se vio influenciado por otro factor climático dado que se combinó con una sequía intensa, destrucción de pasturas por incendio y factores debidos al uso de la tierra por el hombre. El arrastre de material a la toma de agua de la central provocó la salida de servicio de la planta. Las medidas tomadas como consecuencia de este evento fueron:

- Contratación de buzos para limpieza periódica de la toma;
- Volver el sistema de limpieza de la obra de toma a su situación de diseño; y
- Tomar medidas para prohibir sembrar y pastorear ganado en terrenos adyacentes de CNE. No desmalezar ni desmontar en esos terrenos.

4.1.3.2. Actividades Realizadas por el regulador

Como ya fuera mencionado en los puntos precedentes, la ARN como respuesta a los sucesos ocurridos en la central de Fukushima, requirió al Titular de las Licencias de las CNA I, CNA II y CNE mediante el requerimiento regulatorio RQ-NASA-038, que realice una Evaluación Integral de la Seguridad que, respecto a otros eventos (vientos; tornados, etc.), incluyó las bases de diseño; las previsiones para proteger las plantas de dichos eventos, el cumplimiento con las bases de licenciamiento, identificar los edificios y ESCs que podrían ser afectados; los puntos débiles / situaciones límite y, las modificaciones y mejoras propuestas para evitar las mencionadas situaciones límite (ver Anexo I).

En base a lo anterior, la ARN ha evaluado el contenido de los informes presentados por el Titular de la Licencia de cada planta, verificando el cumplimiento de lo establecido en dicho requerimiento. Las conclusiones y resultantes de dicha evaluación se detallan a continuación.

4.1.3.2.1. Conclusiones

En base a las evaluaciones realizadas a la fecha, la ARN concluye lo siguiente:

- Se ha identificado la necesidad de acciones regulatorias que no constituyen debilidades relevantes que requieran la toma de acciones urgentes.
- Se ha verificado que NA-SA cumple con lo establecido tanto en las bases de diseño como en las bases de licenciamiento.
- Se han analizado tornados, cargas eólicas; descargas atmosféricas (rayos) y lluvias intensas y se considera que NA-SA está realizando las acciones adecuadas para cubrir satisfactoriamente dichos escenarios.
- La consideración de tornados y cargas eólicas de las centrales nucleares argentinas es consistente con los criterios y requerimientos, tanto nacionales como internacionales, establecidos al momento del diseño. No obstante, se ha considerado necesario realizar nuevos estudios de re-evaluación del riesgo de tornados para los sitios de Atucha y Embalse que ya se han iniciado. El resultado de dicha re-evaluación está prevista para 2015.
- La ARN continuará con el seguimiento y la evaluación de las acciones que están siendo y/o serán implementadas en el futuro para asegurar que las mismas sean efectivas y que se consideren todos los aspectos necesarios relacionados con la seguridad de las plantas. El resultado de dichas actividades determinará si es necesario que la ARN requiera acciones complementarias, modificaciones o mejoras adicionales.

4.2. PÉRDIDA DE LAS FUNCIONES DE SEGURIDAD

4.2.1. INTRODUCCIÓN

Se presentan las acciones adicionales planificadas y/o llevadas a cabo tanto por el Titular de la Licencia de las Centrales Nucleares en Argentina (NA-SA, Nucleoeléctrica de Argentina S.A.), como por la ARN, con el objetivo de demostrar la capacidad de los sistemas de seguridad de las instalaciones nucleares, para cumplir con las funciones de prevención y mitigación frente a los escenarios extremos propuestos como consecuencia de las lecciones aprendidas del accidente ocurrido en Fukushima. Se evaluó específicamente la respuesta esperada de los sistemas de seguridad frente a condiciones de pérdidas sucesivas de los suministros eléctricos y los sumideros de calor.

Entre las acciones se incluyen las evaluaciones realizadas para conocer el comportamiento esperado de los sistemas según lo previsto por el diseño, y tratando de incluir hasta el último recurso identificado como alternativa útil para mantener las funciones de seguridad que se requieren, en cada uno de los escenarios considerados.

El análisis se orientó a la prevención de un hipotético accidente severo afectando el núcleo del reactor, y el combustible gastado almacenado en las piletas. En cada caso se realizó una estimación del tiempo disponible para prevenir la progresión hacia un accidente severo.

Adicionalmente, se presentan las acciones implementadas o planificadas, tendientes a mejorar la respuesta de los sistemas frente a las debilidades detectadas en cada una de las secuencias accidentales analizadas.

En consecuencia, las acciones arriba mencionadas consisten en una re-evaluación de los márgenes de seguridad de las centrales nucleares suponiendo que se produce la pérdida secuencial de las líneas de defensa en profundidad debidas a la ocurrencia de eventos externos extremos. Esta evaluación incluye la evolución de accidentes severos en el largo plazo y la capacidad de recuperación de los suministros de agua y electricidad hasta que se alcance una condición estable de la planta. Esto es para identificar las estrategias de recuperación más adecuadas así como a los componentes que deben estar disponibles para implementar cada una de dichas estrategias.

En el Anexo I se presenta un listado de las mejoras y modificaciones que, como resultado de la evaluación de resistencia, está previsto implementar en cada central nuclear. Dicho listado incluye los correspondientes cronogramas para completar las actividades planificadas por cada Titular de la Licencia de Operación.

4.2.2. ACTIVIDADES REALIZADAS POR EL TITULAR DE LA LICENCIA

Se describen los resultados de las evaluaciones realizadas por el Titular de la Licencia de las dos centrales nucleares en operación (CNA I y CNE), y de la central nuclear en etapa de pruebas pre-operacionales (CNA II). Adicionalmente, se incluyen las mejoras realizadas y/o planificadas en cada caso, teniendo en cuenta las debilidades encontradas y las situaciones límite identificadas. Estas actividades se desarrollan como respuesta lo requerido por la ARN (RQ 38 - punto 5 "Pérdida de las Funciones de Seguridad") con el propósito que el Titular de la Licencia evalúe los márgenes de seguridad existentes analizando el comportamiento de las CNA I, CNA II y CNE, ante la ocurrencia de eventos extremos que provoquen consecuencias tales como la pérdida total de la alimentación eléctrica y el sumidero final de calor por un tiempo prolongado. Asimismo, fueron tenidas en cuenta las recomendaciones recibidas desde organismos internacionales como la World Association of Nuclear Operators (WANO) y su experiencia a través del programa de Significant Operating Experience Report (SOER).

4.2.2.1. Central Nuclear Atucha I

Sistemas de Suministro Eléctrico

La estación generadora de la CNA I está conectada a dos redes eléctricas externas, físicamente independientes, de 220 kV y 132 kV. Adicionalmente, la conexión permite la alimentación a los servicios propios desde el generador, en caso de ser necesario por perturbaciones en la red externa.

El generador eléctrico de la CNA I alimenta a la red de 220 kV a través de un transformador principal, y alimenta a los servicios propios por medio de un transformador auxiliar. Las salidas de este

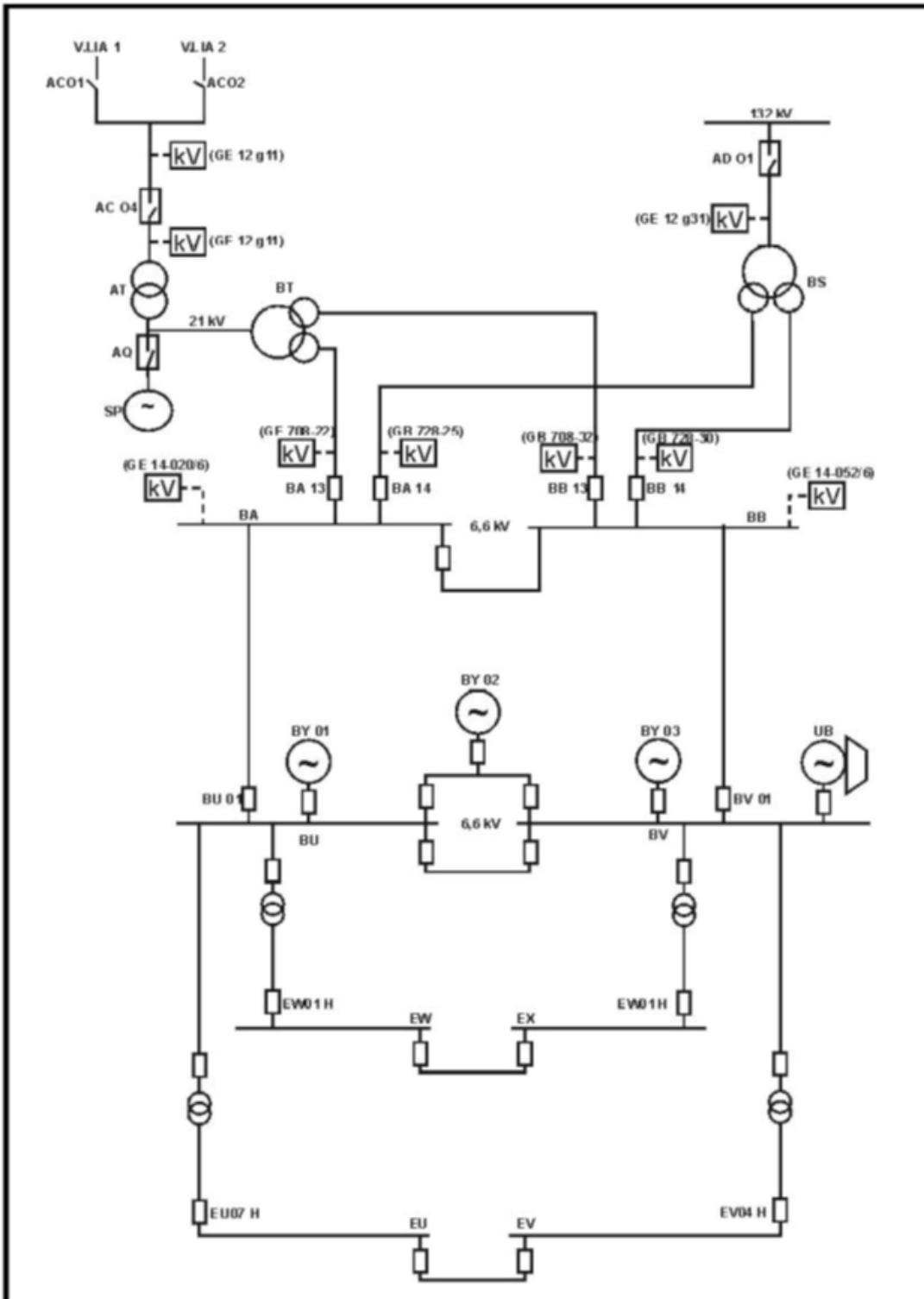
transformador alimentan a dos barras separadas de 6,6 kV, sobre las cuales se conectan las cargas principales y los transformadores para las cargas de baja tensión.

Como alternativa a estos tres suministros, la instalación cuenta con un sistema de 3 generadores diesel de emergencia (GD CNA I), con capacidad de 50% cada uno, previstos en el diseño original de la instalación. Adicionalmente, la CNA I dispone de una conexión a dos generadores diesel de la CNA II (GD CNA II). Esta conexión, especialmente construida, está actualmente disponible y será utilizada por la CNA I hasta la puesta en marcha de la CNA II. Estos generadores adicionales están incorporados a los planes de mantenimiento y prueba de la CNA I. (*Figura 4-33*).

Si el suministro a los servicios propios falla, se requieren ciertos equipos (bombas, válvulas, etc.) imprescindibles para extraer el calor residual y llevar a la planta a condiciones de parada segura. Este equipamiento debe permanecer en operación, o tiene que ser puesto en operación, y para ello se ha previsto en el diseño una alimentación con los equipos GD de emergencia. Esta alimentación eléctrica es provista desde las barras aseguradas. En condiciones normales de funcionamiento, el sistema de suministro de emergencia está dividido en dos barras conectadas por sendos interruptores a cada una de las barras aseguradas denominadas BU/BV.

Para asegurar la característica de no interrumpible del suministro eléctrico de emergencia, ambas barras aseguradas son alimentadas por una turbina hidráulica, hasta el arranque y conexión de los GD a las barras en un lapso no mayor a 40 segundos.

Las dos barras eléctricas aseguradas suministran energía a las principales cargas necesarias para las funciones de seguridad (bombas del sistema moderador, bombas del sistema de control de volumen e inventario, el sistema de refrigeración auxiliar asegurado de agua de río, bombas de alimentación del sistema de inyección de seguridad, y sistema de refrigeración intermedio entre otros).



SP- Generador
 AT- Transformador
 BT- Transformador de alta tensión

BS Transformador externo
 BY- Generadores diesel
 UB- Turbina hidráulica

Figura 4-33: Esquema básico del sistema de suministro eléctrico de la CNA I.

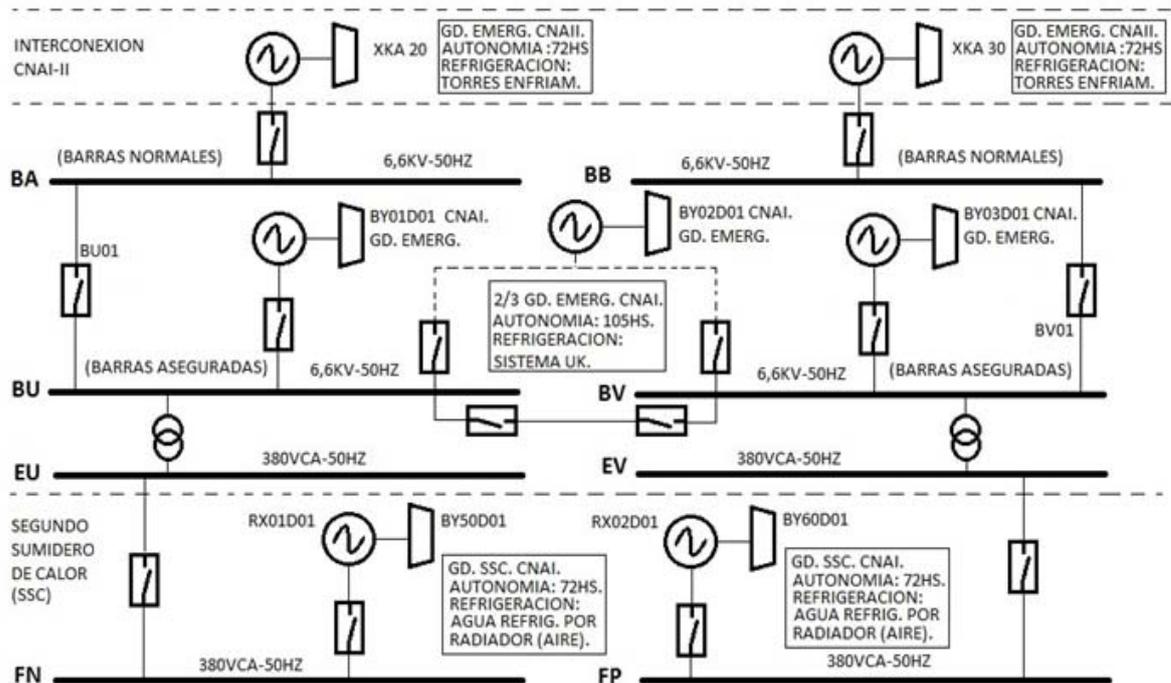


Figura 4-34: Esquema de conexión de los GD de sistemas BY, RX (CNA I) y XK (CNA II).

4.2.2.1.1. Pérdida de suministro eléctrico externo (Loss of Off-Site Power - LOOP)

La Pérdida de suministro eléctrico externo (LOOP) fue considerada originalmente como un evento base de diseño (DBA) y el transitorio consecuente ha sido analizado en el estudio de APS. En el mencionado análisis se evaluó el comportamiento de la planta ante la hipótesis de la pérdida de las tres alternativas correspondientes a las redes de 220 kV y 132 kV, y la falla de la generación propia. En este caso se contará solamente con el suministro eléctrico de emergencia de los GD CNA I y alternativamente con el provisto por la interconexión a los GD CNA II, disponiéndose de dos alternativas diferentes de extracción del calor residual y de refrigeración a largo plazo. La primera alternativa es vía el sistema de refrigeración a través del sistema moderador (QM) y su conexión con los sistemas de refrigeración posterior (RR) y de refrigeración asegurada de agua de río (UK) (cadena QM/RR/UK) hasta el sumidero final o río. Esta alternativa presenta a su vez dos circuitos independientes. Figura 4-35.

La segunda alternativa, independiente de la anterior, es la remoción vía los GV del lado secundario y por venteo de vapor. En este caso se cuenta con un sistema o sumidero de calor alternativo (SSC - Segundo Sumidero de Calor) cuyo diseño cuenta con dos redundancias independientes, formadas cada una por bomba, motor diesel y generador eléctrico propio. En el estudio de referencia se analizaron las posibles fallas de los sistemas de remoción de calor normales y el ingreso del SSC (Figura 4-36). Se evaluaron algunas características de los sistemas que resultan factores de importancia para este escenario, no solamente en cuanto a la efectividad de la función sino también a la capacidad de mantenerla durante el tiempo mínimo requerido.

La actuación de la aislación de la contención, en las condiciones postuladas para este evento no será afectada por cuanto es asegurada por el suministro eléctrico no interrumpible.

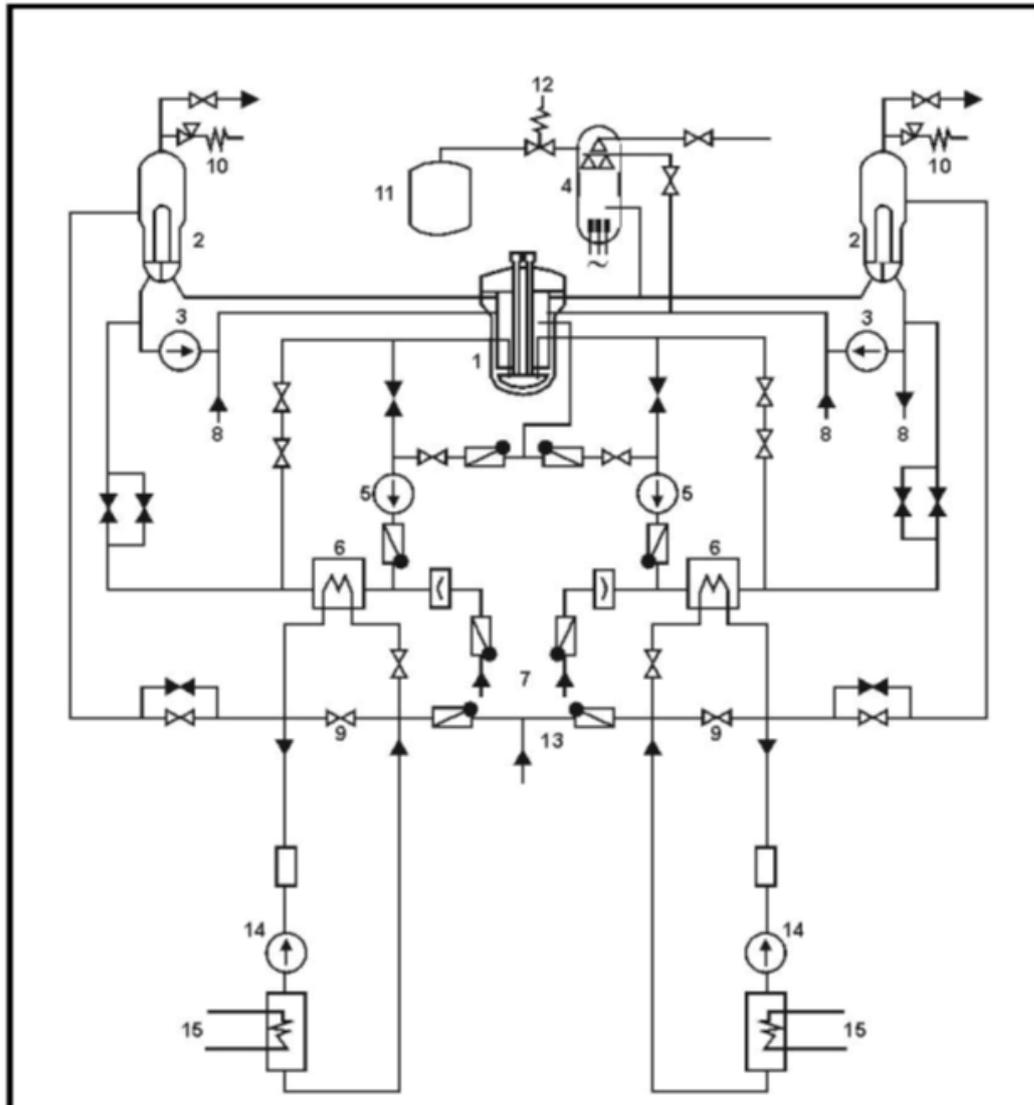
Características de los Generadores Diesel (GD-CNA I)

Consumo de combustible 390 kg/h aproximadamente en régimen de carga nominal y 430 kg/h aproximadamente en régimen de carga máxima. La carga máxima corresponde a la situación de accidente con pérdida pequeña de refrigerante (LOCA, Loss Of Coolant Accident) coincidente con pérdida de suministro eléctrico en barras normales.

El depósito para el consumo diario por cada GD es de 1000 litros, estimado como suficiente para aproximadamente 2,1 horas en régimen nominal y 1,9 horas en régimen de sobrecarga.

Existe un depósito de reserva común para todos los grupos GD de una capacidad de 50 m³, suficiente para el servicio de 2 GD y un consumo máximo de corriente de emergencia de 2,9 MW aproximadamente. Este depósito de reserva permite operar dos de los GD durante 105 horas adicionales.

Para asegurar el correcto funcionamiento de los GD durante el tiempo requerido, se cuenta con los procedimientos de mantenimiento y prueba adecuados, incluyendo a los sistemas soporte y de reserva, como por ejemplo lubricantes y repuestos para los equipos GD.



- 1- VASIJA DE PRESIÓN DEL REACTOR
- 2- GENERADORES DE VAPOR
- 3- BOMBAS PRINCIPALES DE REFRIGERACIÓN
- 4- PRESURIZADOR
- 5- BOMBAS DEL MODERADOR
- 6- INTERCAMBIADORES DE CALOR DEL MODERADOR
- 7- INGRESO DE SISTEMA DE REFRIGERACIÓN DE EMERGENCIA
- 8- SISTEMA DE CONTROL DE PRESIÓN E INVENTARIO
- 9- SISTEMA DE REFRIGERACIÓN EN PARADA (MODERADOR)
- 10- VÁLVULAS DE SEGURIDAD DEL SECUNDARIO
- 11- TANQUE DE ALIVIO DEL PRESURIZADOR
- 12- VÁLVULAS DE SEGURIDAD DEL PRIMARIO
- 13- INGRESO DE AGUA DE ALIMENTACIÓN A LOS GVs
- 14- SISTEMA DE REMOCIÓN DE CALOR RESIDUAL
- 15- SISTEMA DE AGUA ASEGURADA DE REFRIGERACIÓN

Figura 4-35: Sistemas de refrigeración principal y moderador en la CNA I.

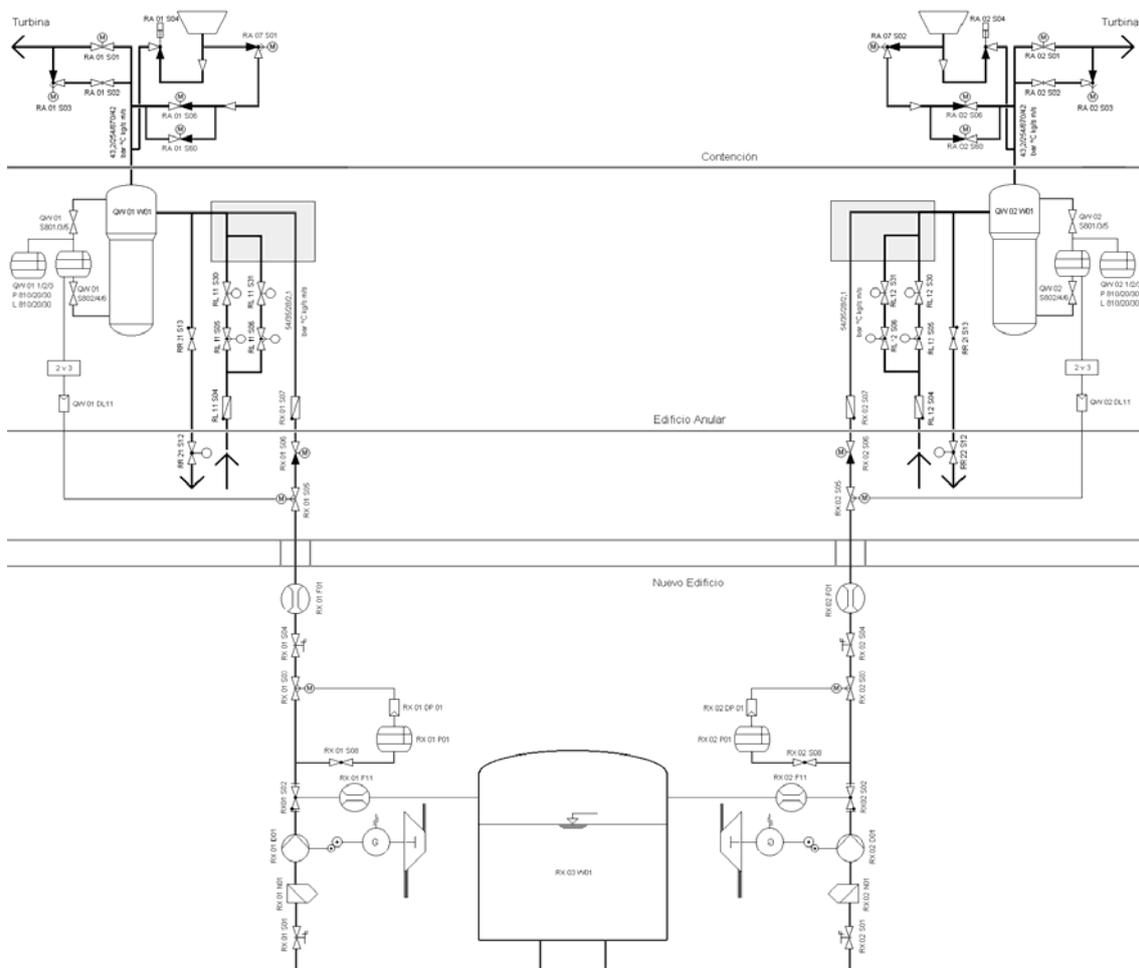


Figura 4-36: Esquema del sistema segundo sumidero de calor (SSC).

Impacto sobre el combustible almacenado en las piletas

En este caso se cuenta con el suministro de corriente de emergencia que alimenta a los sistemas de refrigeración, instrumentación y control de temperatura, nivel, etc. El evento en consideración no produce una disminución de la capacidad de estos sistemas, ya que la refrigeración de las piletas de elementos combustibles gastados, se realiza a través de las bombas UK01/02/03D01, cuya alimentación eléctrica es asegurada.

En cuanto al efecto que este evento tendría sobre la máquina de recambio (MR) de elementos combustibles, en caso de producirse durante la utilización de la misma, se estimó que la refrigeración del elemento en gestión estará garantizada, ya que el suministro eléctrico de la MR es asegurado, permitiendo la finalización del recambio y/o transferencia.

Acciones implementadas o planificadas para mejorar la respuesta de los sistemas de seguridad

Restablecimiento de suministro externo

Para el restablecimiento del suministro eléctrico externo luego de un eventual colapso en la red, se dispone de un procedimiento de restablecimiento del suministro específico para CNA I, que impone las prioridades en cuanto a requisitos de seguridad de las instalaciones nucleares.

Revisión y mejora de los procedimientos de emergencia

Se está realizando una revisión para asegurar el funcionamiento de los sistemas que resultan necesarios en los escenarios planteados. Se pretende asegurar el correcto funcionamiento de los sistemas de seguridad que se requieren en los eventos extremos a la demanda y durante al menos las 72 h iniciales.

Interconexión Eléctrica CNA I - CNA II entre Barras Normales

Dada la existencia de la interconexión eléctrica entre ambas instalaciones CNA I y CNA II, a través de las Barras Normales, se está analizando la posibilidad de ser mantenida en el futuro, cuando esté en operación la CNA II, a los fines de que ambas plantas cuenten con otra alternativa de suministro eléctrico externo. De esta manera la CNA I podría contar con la línea de 500 kV que posee dos redundancias.

Nuevo Suministro Eléctrico de Emergencia (EPS) en remplazo del sistema actual DG CNA I

Se encuentra en la etapa de construcción un nuevo sistema de suministro eléctrico de emergencia (EPS). El sistema se aloja en un edificio nuevo e independiente, externo a la CNA I, contando con 3 nuevos GD con una potencia de 4.000 kVA cada uno, aportando a las barras de 6,6 kV de tensión. El sistema será habilitado como sistema de seguridad de la CNA I. Se prevé que estará implementado durante el segundo semestre de 2013.

Este sistema, actualmente en construcción en un sitio contiguo a la CNA I, está sísmicamente calificado para el sismo de revaluación de CNA I (PGA 0,10 g) y el edificio ha sido diseñado teniendo en cuenta un tornado de diseño (clase F3 de la escala de Fujita).

Descripción General del EPS

Para el diseño del nuevo EPS, se tomó DBA, una pérdida pequeña de refrigerante (Small LOCA) combinada con corriente de emergencia. Este es el escenario que impone la mayor carga en las barras de emergencia.

En particular, para el diseño del balance de cargas, se tiene en cuenta la posibilidad de tener uno de los GD de emergencia en mantenimiento y la falla de otro al arranque. Es también un criterio de diseño que el suministro eléctrico a las barras de emergencia puede ser interrumpido durante un corto período de tiempo.

Características principales del nuevo EPS

- Esquema de dos redundancias o trenes del 100% cada una, independientes y separadas. Tres GD autónomos del 100%, uno por cada tren y el tercero de reserva. Cada GD en un recinto físicamente independiente y con protecciones contra incendio individuales (*Figura 4-37*).
- Reasignación de las cargas conectadas a las barras interrumpibles por corto plazo y a barras no interrumpibles, de modo de sustentar el criterio de diseño.
- Dos subsistemas de alimentación no interrumpible del 100% y una tercera unidad en disponibilidad (standby), para mantener el criterio de diseño original de contar con un suministro no interrumpible a un conjunto de cargas esenciales, como por ejemplo las válvulas de cierre de la contención y las válvulas de venteo controlado.

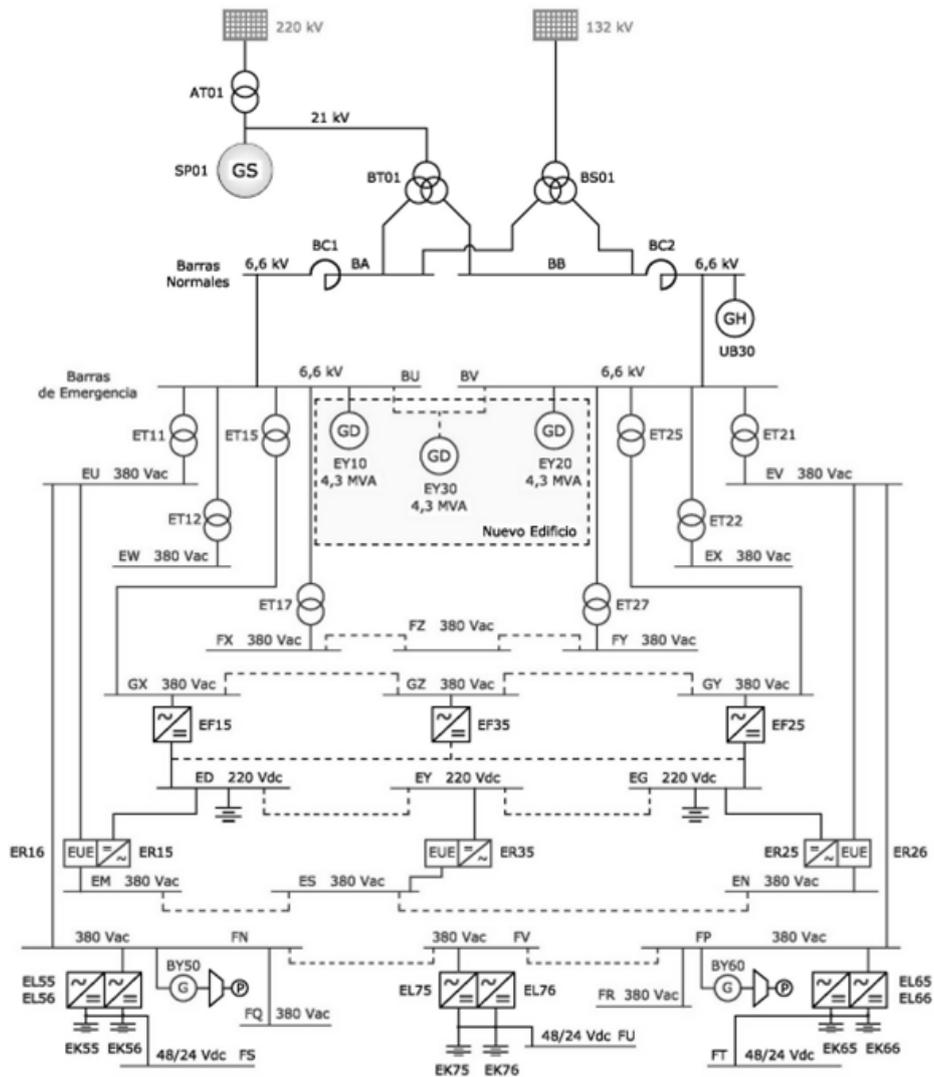


Figura 4-37: Sistema de suministro eléctrico de la CNA I con el nuevo sistema EPS.

Impacto de las mejoras del nuevo EPS

El impacto de las mejoras del nuevo diseño en el comportamiento de la CNA I fue analizado desde el punto de vista de la seguridad, tomando en cuenta criterios probabilísticos y determinísticos. En el diseño se tuvieron en cuenta la separación espacial de grupos diesel, la separación espacial y eléctrica entre barras, y mejoras en las fallas de causa común, las protecciones, la redundancia, en el sistema de arranque, y en la refrigeración.

Se aplicaron criterios determinísticos de falla simple, de independencia entre trenes y de redundancia, para adecuarse a las normas KTA 3700. La independencia entre trenes y separación espacial permiten minimizar fenómenos de acoplamiento.

Además, se logran mejoras en la lógica de arranque (señales diversas, redundantes y dentro del sistema de protección del reactor). Los GD se conectan a barras descargadas, lo cual evita un deterioro prematuro de los generadores.

Mejoras adicionales del EPS

La alimentación a las barras de corriente de emergencia BU/BV desde las barras normales BA/BB, en operación normal se mejorará mediante la duplicación de los interruptores de acoplamiento entre barras normales y aseguradas. Esta mejora será implementada juntamente con el EPS.

Luego de la puesta en funcionamiento del nuevo EPS, la turbina hidráulica (UB), que actualmente permite mantener el suministro eléctrico ininterrumpido durante el tiempo necesario para que arranquen los GD y se acoplen a las barras, no formará parte del nuevo sistema de emergencia y se conectará a una barra normal BB. Este sistema ya no será necesario para garantizar el sistema no interrumpible, dejando de ser parte del sistema de suministro asegurado.

4.2.2.1.2. Pérdida de los suministros eléctricos externo e interno (Station Black Out - SBO)

El escenario planteado implicaría la pérdida no solo de los suministros externos a CNA I, redes de 220 kV y 132 kV, y de la alimentación a los servicios propios desde el generador, sino también a las dos fallas sucesivas de los suministros de emergencia GD CNA I y GD CNA II (*Figura 4-34*). Estas fallas pueden ser al arranque o bien en funcionamiento. En estas condiciones se estará en un escenario de SBO.

Fue analizado el comportamiento esperado de los sistemas de la CNA I frente a la situación de SBO y se identificó como SBO1, en el cual se considera que el único mecanismo remanente para la refrigeración a largo plazo es a través del SSC, vía el lado secundario.

En un escenario de SBO como el considerado, se produce el corte del reactor ante la salida de servicio de las bombas principales. También salen de servicio todos los sistemas o cargas de corriente alterna de la instalación, salvo las cargas alimentadas eléctricamente por el SSC. Se produce una expansión del primario llevando al presurizador al estado de fase líquida solamente (estado sólido). Si bien se produce un alivio de la presión por la apertura de la válvula de seguridad, se postula la rotura de la misma debido a que las condiciones exceden las especificadas para esta válvula. Se postula que ocurrirá un LOCA pequeño, activándose el ingreso de agua desde el SSC a los GV con una rampa de enfriamiento de 100 °C/h por el disparo automático del sistema de protección del reactor (señal de pérdida pequeña NZ52). Esta señal se activará por alta presión en el interior de la contención y disminución de la presión en el sistema primario. Esto ocasiona que se dispare la inyección del Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo, sistema TJ de Alta Presión (TJ-AP), pero dejará de hacerlo a los 50 minutos luego del primer agotamiento de las baterías. El sistema TJ de Baja Presión (TJ-BP) no funcionará desde un principio ya que sus bombas están alimentadas desde barras aseguradas desde los GD. Ante el agotamiento de las baterías que alimentan los armarios (JK) de suministro eléctrico asegurado, que a su vez alimenta la instrumentación y control, se produce el disparo generalizado de las señales del sistema de protección del reactor (NZ) y entre ellas la señal NZ51 que dispara la actuación del Segundo Sistema de Parada del reactor (TB), produciendo la inyección de Boro en el sistema primario/moderador. Al estar agotadas las baterías no es posible cerrar la inyección luego del ingreso del TB, y según las estimaciones realizadas, no se podrá evitar el ingreso de aire comprimido al sistema primario. Este aire se alojará en la parte superior de los tubos "U" de los GV, produciendo el deterioro de la refrigeración por convección natural y originándose circulación de doble fase. La rotura del primario junto con la inyección del SSC llevarán la temperatura del primario a 140 °C con una presión de 20 ata, pero al no haber reposición del inventario, será inevitable que se llegue al comienzo del descubrimiento de la zona activa del núcleo. Esto comienza 2,8 h después del inicio del SBO. Según lo estimado, luego de 5 h comenzaría la degradación del núcleo. En esta etapa se alcanzará la degradación del núcleo y se estima que se produciría la primera relocalización de material perteneciente a canales refrigerantes o elementos combustibles hacia posiciones inferiores del recipiente de presión del reactor (RPV).

Impacto sobre el combustible almacenado en las piletas

Se ha estimado el efecto del SBO en el combustible almacenado en las piletas, teniendo en cuenta los movimientos previstos según la operación planificada hasta el año 2015, y considerando la falta total de refrigeración como consecuencia del SBO. En este caso, considerando las condiciones más desfavorables, y en la piletas más comprometida, el agua alcanzaría una temperatura de 100 °C luego de las 72 horas. Sin embargo, para llegar al descubrimiento de los EC se requieren alrededor de 20 días, suponiendo que las condiciones se mantienen constantes.

Si bien este es un proceso lento que permite actuar con un margen de varios días, se prevé colocar una bomba independiente que extraiga el agua desde la napa para alimentar las piletas de almacenamiento de elementos combustibles irradiados, con la facilidad de conectar la bomba manualmente a un diesel móvil auxiliar de emergencia (GDM). Se estima que esta modificación se implementará durante la parada programada de 2013.

Se han revisado y actualizado los programas de control periódico, incluyendo el control de la funcionalidad de los sistemas de ruptura de vacío/sifones asociados a las cañerías de los sistemas de refrigeración, o de control de inventario de las Piletas de Almacenamiento de Elementos Combustibles. Se incrementó la frecuencia para el control periódico y pruebas, para realizar la verificación semanal de estos sistemas.

Se modificó la instrucción “Operación en Perturbaciones y Accidentes” para incluir en ella el control de parámetros críticos de las piletas de elementos combustibles (EC) irradiados, entre los que se incluyen la temperatura y el nivel en las mismas.

La evaluación sobre la integridad de los EC en proceso de gestión o de recambio, con la MR, y en las condiciones postuladas para este evento de SBO se encuentra en proceso de elaboración.

Acciones implementadas o planificadas para mejorar la respuesta de los sistemas de seguridad ante la ocurrencia de SBO

Procedimientos de Emergencia y/o Manejo de Accidente

En una situación como la de SBO descrita anteriormente, la CNA I cuenta con una propuesta de estrategia desarrollada en el marco del Programa de Gestión de Accidentes Severos (PGAS). Esta propuesta se presenta como alternativa de mejora a implementarse.

La estrategia propuesta es una instrucción de operación de planta para el SBO1, la cual propone una acción manual para inyectar en corto tiempo agua desde el SSC con una rampa de enfriamiento de 100 °C/h. Adicionalmente, es necesario desactivar manualmente el TB para evitar el ingreso de aire al circuito primario, con el objeto de mitigar el accidente, teniendo en cuenta que la presencia de aire en el circuito podría dificultar la circulación por termosifón en los GVs y su efectividad en la transferencia térmica. Con la aplicación de la rampa de enfriamiento de 100 °C/h se logra bajar rápidamente la temperatura y por ende la expansión del SPTC, evitando el LOCA por la cañería de la válvula de seguridad del presurizador. De no lograrse el enfriamiento, y según el análisis realizado para las condiciones de operación en fase líquida, se produciría la falla de la válvula y/o la ruptura de la cañería de conexión al presurizador. Adicionalmente, la rampa de enfriamiento mencionada, permitirá también mantener la temperatura del primario por debajo de 120 °C, evitando el deterioro de los sellos de las bombas principales (QF) del SPTC. En caso de ocurrir esto, a temperaturas por encima de 140 °C, se tendría la pérdida por falla de los sellos de dichas bombas QF.

Se ha recalculado el tiempo de duración de las baterías con datos de planta y criterios realistas, estimándose en 1,5 horas para los bancos que se agotan más rápidamente, teniendo en cuenta los consumos correspondientes en cada caso. En otros casos, se estima en una duración de 4 horas. Un mayor tiempo de duración de baterías permite mantener indicaciones de instrumentación y control (I&C) por más tiempo y facilitar el control de la temperatura y presión del primario mediante el SSC con sus indicaciones de presión y nivel. Sin embargo, aún en condiciones de pérdida total de las baterías, la operación será posible utilizando la instrumentación disponible del SSC sobre el secundario. Esto permite al operador estimar las condiciones del primario, mediante la información de I&C del secundario, mantenida por el SSC que cuenta con su propia generación eléctrica asegurada. Las válvulas de venteo de los GV se mantienen a través del SSC, como así también la lectura de nivel y presión de los GV. No obstante la mejora en los cálculos del tiempo de duración de baterías, la experiencia operativa de la planta ha mostrado el disparo de señales NZ, luego de alrededor de una hora de perderse el suministro de corriente alterna. Es por ello que se propone el cierre del sistema TB en el corto tiempo para evitar el ingreso de aire al primario. El tiempo de refrigeración adecuado del núcleo en estas condiciones quedará limitado solamente a la capacidad del suministro de agua desde el sistema SSC. Para garantizar esta refrigeración a largo plazo, se prevé implementar hacia fines de 2013 una estrategia de reposición de inventario del SSC.

En esta estrategia, si bien se tiene la pérdida de las primeras indicaciones de la instrumentación luego de 1,5 horas, se logra el control de la temperatura y presión del primario indirectamente mediante el SSC con sus indicaciones de presión y nivel, una vez que se ha llegado a una parada entre 100 y 120 °C. De esta forma, se evita la apertura de la válvula de seguridad del presurizador y se mantiene la circulación por termosifón en el SPTC. Esta estrategia permitiría mantener la refrigeración en los plazos requeridos de más de 24 horas. Para extender esta función por al menos 72 horas, según lo requerido por la ARN, se debe ampliar la capacidad de los tanques del sistema de suministro de agua del SSC, mediante la reposición de agua. Se estima implementar esta mejora hacia fines de 2012.

Procedimiento para la reposición de agua del SSC

Se halla en fase de aprobación una estrategia de reposición de agua para el SSC. Esto permitirá el relleno de los tanques de cada uno de los dos ramales independientes del SSC mediante la bomba del sistema de agua de alimentación RL33D01. Teniendo en cuenta que esta bomba perderá el suministro eléctrico en condiciones de SBO, el suministro deberá estar asegurado por un GD adicional móvil, GDM. Esto permitirá mantener la remoción del calor residual para tiempos mayores a 24 h, mediante la reposición del inventario en los GVs a través del SSC. *Figura 4-38.*

Adicionalmente, en caso de falla de las bombas del SSC, este procedimiento permitirá mantener el suministro de agua, utilizando el agua disponible en las piletas de depósito existentes en la instalación, UA00B03/B04, e inyectándola a los GVs, una vez despresurizados, utilizando las bombas UA10 D20 y D21. El agua de estas piletas se repondrá con agua de napa, utilizando una de las bombas del sistema UJ. *Figura 4-38.*

Esta estrategia está previsto implementarse como alternativa de mejora durante el primer semestre de 2013.

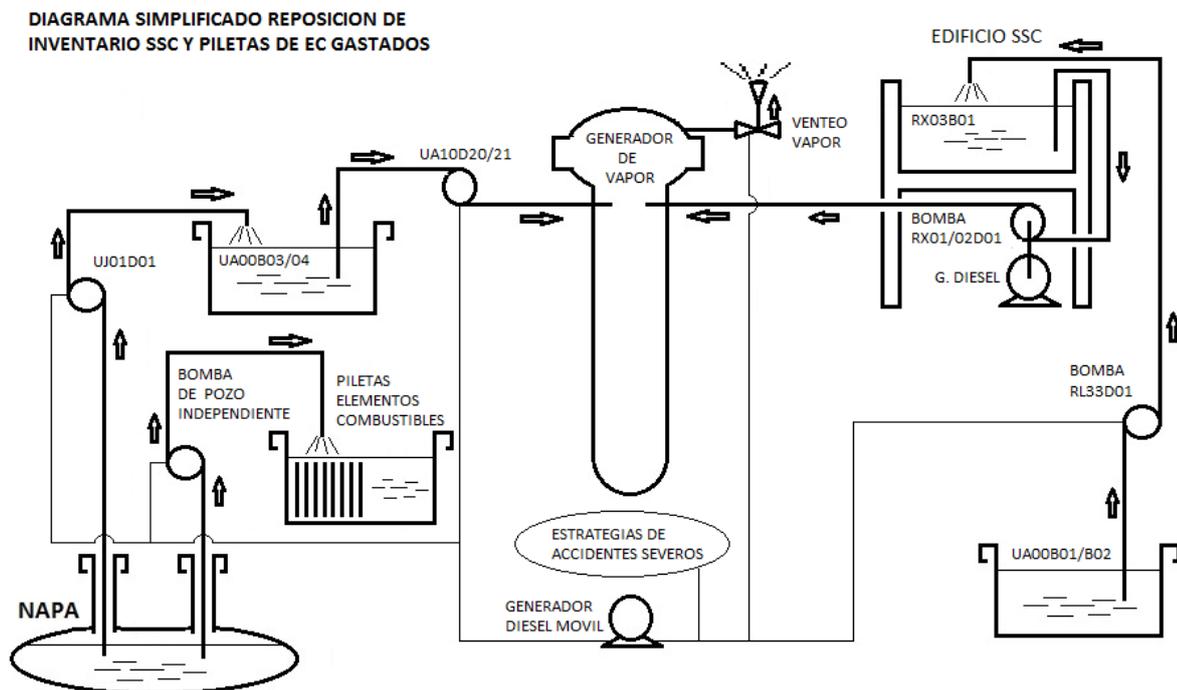


Figura 4-38: Generador Diesel Móvil y sistemas adicionales de reposición de agua.

Segundo Sumidero de Calor – SSC

Teniendo en cuenta la importancia de este sistema en caso de ocurrencia de SBO, se describen las características del SSC (ver *Figura 4-36*).

En condiciones normales la extracción del calor del núcleo se realiza a través de la alimentación del lado secundario de ambos GVs con agua fría desmineralizada suministrada por el Sistema de Agua de Alimentación Principal (RL) y del Sistema de Arranque y Parada (RR21/22). Ante la necesidad de una parada de la planta en condiciones normales y/o accidentales, se utiliza como sumidero de calor la Cadena de Refrigeración Posterior (Sistemas QM/RR/UK), en caso de estar disponible al menos una de las dos redundancias de este sistema.

Durante condiciones de falla con indisponibilidad ó no efectividad de los sumideros de calor normales, la planta cuenta con el sistema alternativo RX (Segundo Sumidero de Calor). Este sistema se diseñó de manera de resultar absolutamente independiente de los sistemas existentes en planta, y funciona mediante la alimentación y venteo (“feed and bleed”) de los GVs. El sistema RX cumple las siguientes funciones:

- Alimentación del lado secundario de ambos GV con agua fría desmineralizada, debido a la indisponibilidad del Sistema de Agua de Alimentación Principal (RL) y del Sistema de Arranque y Parada (RR21/22).
- Remoción del calor de decaimiento de los Elementos Combustibles y del calor almacenado en el circuito primario, por evaporación y liberación a la atmósfera vía la Estación de Venteo de Vapor Vivo.

El sistema RX está instalado en el Edificio del SSC y consiste en dos trenes idénticos, cada uno con instrumentación, equipamiento de control y alimentación eléctrica separada e independiente. Cada tren RX está conectado al depósito de agua común y está compuesto esencialmente por un diesel acoplado mecánicamente en forma directa a un generador, y mediante engranajes de reducción al eje de la bomba del sistema, su instrumentación y equipamiento de control.

4.2.2.1.3. Pérdida de los sumideros de calor

El escenario planteado implicaría la pérdida de ambos sumideros de calor, es decir las alternativas independientes vía el SPTC mediante la cadena QM/RR/UK y vía el sistema secundario mediante el SSC, en cuanto a su capacidad de suministro de agua.

Teniendo en cuenta que no se pierden los suministros eléctricos, descartando la utilización de los GD CNA I por cuanto dependen de la refrigeración provista por el sistema UK, se contará con el alivio de las válvulas de venteo del sistema secundario. Esto será efectivo durante el tiempo en que se cuente con agua de reposición para los GV, el cual ha sido estimado en 4 h, en base al inventario existente en el secundario y los sistemas de alimentación en condiciones normales.

Debido a que no se cuenta con ninguno de los mecanismos de extracción del calor, se producirá la expansión del primario y moderador provocando la apertura de la válvula de seguridad del presurizador. En estas condiciones, se estará en un escenario similar al del SBO1. Para evitar la falla tanto de los sellos de las bombas QF como del LOCA a través de la válvula o bien la rotura de la línea del presurizador, se deberá enfriar con la rampa de 100 °C/h. Si bien en este caso no se cuenta con el caudal de los ramales del SSC, una vez alcanzada la temperatura inferior a los 120 °C, se deberá utilizar un mecanismo alternativo, que constituye la mejora proyectada para asegurar la refrigeración a largo plazo vía el secundario.

El tiempo disponible para evitar la primera apertura de la válvula de seguridad del presurizador fue estimada, en base a cálculos determinísticos, en 15 minutos.

Durante el transitorio, según la estimación realizada, y con condición de falla abierta de la válvula de seguridad del presurizador, se produce el llenado del presurizador. En estas condiciones, la central se estabiliza a alta presión del orden de 70 ata. El núcleo es refrigerado vía los GV mediante el mecanismo de enfriamiento y condensación del agua en el sistema primario -en el interior de los tubos de los GV (reflux condensation)- mientras haya agua disponible en los GV. Este mecanismo es posible por la diferencia de temperatura con el lado secundario de los GV. Sin embargo, debido a la pérdida de inventario y a la no disponibilidad del sistema RX, la refrigeración del núcleo se deteriora rápidamente. Los elementos combustibles comenzarían a fallar transcurridas cerca de 4 horas de transitorio y el núcleo comenzaría a deteriorarse a partir de las 5 horas.

La actuación de la aislación de la contención, en las condiciones postuladas para este evento, no es afectada por contarse con el suministro eléctrico asegurado o no interrumpible.

Impacto sobre el combustible almacenado en las piletas

Se han realizado estimaciones del efecto del SBO en el combustible almacenado en las piletas. Estas estimaciones tuvieron en cuenta la gestión del combustible hasta el año 2015, teniendo en cuenta el incremento en la cantidad de potencia a evacuar en base a la programación de la operación de la CNA I. Dichas condiciones son las más exigentes en los próximos años en cuanto a la potencia a extraer, suponiendo además la falta total de refrigeración como consecuencia del SBO. Estos resultados son aplicables a este caso de pérdida de sumideros también. Se estimó, para el peor caso que, una temperatura de 100 °C se alcanza luego de 72 horas. Adicionalmente, se cuenta con 20 días hasta el comienzo del descubrimiento de los EC almacenados. Si bien el tiempo disponible sería suficiente para la implementación de contramedidas, se implementará una mejora consistente en un suministro de agua adicional, según lo descrito anteriormente, tomando agua de la napa. Esto permitirá mantener condiciones estables más allá del tiempo límite estimado (*Figura 4-38*).

En cuanto al efecto que tendría sobre los EC en la MR, en caso de producirse el evento durante la utilización de la misma, se estimó que si bien se afecta la refrigeración durante el traslado, el suministro eléctrico asegurado que se dispone en este evento garantiza la finalización del recambio y/o la disposición del EC en pileta.

Acciones implementadas o planificadas para mejorar la respuesta de los sistemas de seguridad

Equipamiento adicional de suministro de agua de alimentación a los GV y venteo controlado

En el escenario planteado, si bien no se cuenta con el SSC como sistema de suministro de caudal de reposición para el venteo de los GVs, si se considera disponible la I&C para el control del venteo. Este escenario es el denominado SBO2, es decir, las condiciones del SBO1 mas la pérdida de ambas redundancias de la inyección del SSC a los GVs.

El manejo que se propone de este escenario es similar al planteado en SBO1, es decir una acción manual para habilitar una rampa de enfriamiento de 100 °C/h, y el cierre manual del sistema TB. En la etapa inicial se utiliza el inventario de agua disponible en los GV y el sistema de alimentación de agua desde el tanque de condensado, teniendo en cuenta que se cuenta con suministro eléctrico en este caso. Sin embargo, para garantizar la estabilidad en el largo plazo, se requiere una estrategia de reposición de inventario de los GVs, a través de una cañería del SSC. En este caso, el suministro de agua a los GV se realizará utilizando el agua disponible en las piletas de depósito existentes en la instalación, UA00B03/B04, e inyectándola a los GVs, una vez despresurizados, utilizando las bombas UA10 D20 y D21. El agua de estas piletas se repondrá con agua de napa, utilizando una de las bombas del sistema UJ. (*Figura 4-38*).

Bomba adicional del sistema asegurado de agua de río (UK)

La CNA I cuenta con tres bombas del sistema UK. Cada una de ellas suministra un 50% del caudal necesario de agua en condiciones normales de funcionamiento y el 100% en condiciones de parada (emergencia). En condiciones normales funcionan dos bombas, quedando en reserva la tercera. Según la experiencia de CNA I la tasa de falla de 2 bombas en funcionamiento es despreciable.

Para el evento de pérdida de la casa de bombas de la CNA I se decidió incorporar una cuarta bomba UK de "reserva única". Dicha bomba cumplirá la función de asegurar la refrigeración posterior de la planta en condiciones que exceden la base de diseño. El régimen de operación sugerido es de un día por mes para prueba, y un mes por año de operación continua, aunque podría ser usada en paralelo con una bomba UK normal en cualquier momento.

Esta nueva bomba UK, que se encuentra actualmente en el proceso de tendido de cañerías, se encuentra ubicada en el edificio del sistema de agua de servicio de CNA II (UPD), con sistema auxiliar de agua de sello y el sistema de filtrado asociado. La alimentación eléctrica será de media tensión (6.6 KV) asegurada y el comando de la bomba se efectuará desde CNA I. Esta bomba agrega diversidad y redundancia al sistema.

En cuanto a la toma desde el río, esta cuarta bomba ubicada en la casa de bombas de la CNA II, permitirá tomar agua desde un metro por debajo de la toma de las actuales bombas UK, lo que dará un mayor margen de operación de la planta en caso de bajantes y su nivel de instalación es 2 metros por arriba de las actuales bombas. Esto permitirá seguir tomando agua aun cuando una creciente del Río Paraná de la Palmas haya superado la altura de la casa de bombas de la CNA I (5,17 m) y de esta manera mantener a la planta en parada fría con refrigeración del primario a través de la cadena QM/RR/UK.

Se estima la implementación de esta modificación a fines del 2013.

4.2.2.1.4. Pérdida de los sumideros de calor coincidente con SBO

En este escenario se tendrá la pérdida de ambos sumideros de calor, es decir las alternativas independientes vía el sistema primario mediante la cadena QM/RR/UK y vía el sistema secundario mediante el SSC. Simultáneamente se plantea la falla de alimentación a las barras aseguradas, es decir la falla del suministro de emergencia GD CNA I y la falla de la interconexión al sistema GD CNA II. En este caso, no se tendrá el venteo controlado desde los GV, por la indisponibilidad del SSC. La alternativa remanente es la apertura de las válvulas de seguridad de vapor y el calor se extraerá por esa vía hasta que el inventario de los GV se agote. En el diseño actual de la Instalación, este escenario llevaría al agotamiento del inventario en aproximadamente 30 minutos, luego de lo

cual, al no disponer de la extracción del calor residual, mediante el venteo de vapor, se tendrá una progresión de accidente severo en el núcleo.

Se analizó el comportamiento de la planta y de los sistemas involucrados en el caso de SBO con falla de inyección del SSC. En este caso, al evento SBO2 descrito anteriormente se agrega la falla del venteo controlado. Este escenario se ha identificado como SBO3 y se producirá por la falla de los GD del SSC. El aumento de presión en el secundario abrirá las válvulas de seguridad de los GV y el calor se extraerá por esa vía hasta que el inventario de los GV se agote.

Se plantean las siguientes condiciones de contorno a partir del momento de agotamiento de las baterías de 24 V:

- Disparo de las señales NZ52/NZ53 (LOCA): enfriamiento a 100°C/h vía SSC no disponible (sistema RX no disponible).
- Disparo de la señal NZ51 (inyección rápida de boro). Luego de la inyección, se debe cerrar el sistema para evitar el ingreso de aire desde los tanques del sistema TB. En caso de agotamiento de baterías de 24 V, fallaría el cierre de las válvulas, luego de la señal correspondiente.
- La válvula de seguridad del presurizador quedaría abierta a la segunda apertura.

El tiempo total analizado es de 5 horas. Para la simulación se consideró un tiempo de agotamiento de las baterías (24 V) de 15 minutos. Este tiempo es muy conservativo, ya que nuevos estudios realizados han mostrado un mayor tiempo de duración.

Durante el transitorio, debido a que se supone que la válvula de seguridad del presurizador falla abierta, se produce el llenado del mismo. La central se estabiliza a alta presión del orden de 70 ata. El núcleo es refrigerado vía los GV mediante el mecanismo de “reflux condensation” mientras haya agua disponible en los GV. Debido a la pérdida de inventario y a la no disponibilidad del SSC, la refrigeración del núcleo se deteriora rápidamente. Los elementos combustibles comenzarían a fallar poco después de las 4 horas de transitorio. El núcleo, de acuerdo al estudio realizado, comenzaría a deteriorarse a partir de las 5 horas.

Impacto sobre el combustible almacenado en las piletas

Las estimaciones del efecto del SBO en el combustible almacenado en las piletas tuvieron en cuenta la gestión del combustible hasta el año 2015, y considerando la falta total de refrigeración como consecuencia del SBO. Estos resultados son aplicables también a este caso. Se estimó, para el peor caso que, una temperatura de 100 °C se alcanza luego de las 72 hs. Sin embargo, se dispone de aproximadamente 20 días hasta el comienzo del descubrimiento de los EC. Esto se piensa evitar con la inyección adicional de agua en el largo plazo.

Aún no se ha completado la evaluación sobre la integridad de los EC en proceso de gestión o de recambio dentro de la MR, y en las condiciones postuladas para este evento de SBO. No obstante, se estima que el evento presumiblemente afectará la continuidad del recambio como así también la refrigeración de los EC en el interior de la MR. No se cuenta con el sistema intermedio de refrigeración de la MR, teniendo en cuenta las condiciones planteadas en este caso de pérdida de sumideros y SBO.

Acciones implementadas o planificadas para mejorar la respuesta de los sistemas de seguridad

Equipo generador diesel móvil GDM, suministro adicional de agua de alimentación a los GVs y a las piletas.

Está previsto disponer de un GDM que, entre otras cargas, alimentará a una bomba de reposición de inventario a los GV. Esta bomba deberá ser capaz de inyectar agua cuando la presión en el lado secundario de los GV descienda a dos atmósferas. El suministro de agua será desde una piletta auxiliar existente en la instalación (*Figura 4-38*). También, el GDM alimentará eléctricamente a dos bombas que toman agua de la napa y aseguran caudal de reposición a las piletas de depósito de los elementos combustibles utilizados.

La estimación realizada prevé que el disparo de las señales de protección del reactor se da aproximadamente a la hora, entre ellos el ingreso del sistema TB. El manejo que se propone de este escenario es similar al plantado para el SBO1, es decir la implementación por procedimiento de operación para habilitar la rampa de enfriamiento de 100 °C/h con el venteo desde el sistema

secundario (acción manual). Adicionalmente, se requiere el cierre manual del sistema TB, como se explicara anteriormente, para garantizar el termosifón en el sistema primario.

Se está trabajando en una estrategia de reposición de inventario del SSC. Para esto, se plantea la estrategia de utilizar el agua de las piletas de depósito UA00B03/B04 e inyectarlas al GV, despresurizado, utilizando las bombas UA10 D20 y D21 y reponer agua a dichas piletas con agua de pozo, utilizando una de las bombas del sistema de abastecimiento de agua potable (UJ). Para prevenir un error operativo las válvulas en las cañerías a colocar deben contar con un sistema de bloqueo permanente que impida su apertura.

La propuesta contempla además la posibilidad de alimentar los componentes involucrados mediante un generador diesel externo y móvil en caso de SBO. Este GDM podrá ser conectado en diferentes puntos de la Instalación. Se dimensionará para los escenarios de mayor demanda o exigencia de cargas. Esto asegura su utilidad en los de menor demanda. En forma preliminar, en función de los análisis realizados hasta ahora, el GDM deberá alimentar al menos a los siguientes componentes para mantener el reactor en parada garantizada:

- Una bomba TA4 y las válvulas para el ingreso al primario.
- Bomba RL33D0, que se utiliza habitualmente para el llenado de los tanques del SSC.
- Válvulas y control del venteo regulado de los GV, actualmente aseguradas por los diesel del SSC. Esta función permitirá una alternativa para la rampa de enfriamiento de 100 °C/h.
- Bomba UJ01D01 y una bomba que pueda conectarse a la impulsión de un ramal RX del SSC para que pueda refrigerar el núcleo mediante un GV con las válvulas correspondientes a ese ramal.
- Una bomba que tome agua de la napa y alimente a las piletas de elementos combustibles gastados. Esto permitiría en todo escenario garantizar el inventario en piletas más allá de las 72 horas.
- Bombas UA10D20 y UA10D21 que pueden inyectar agua en los GV desde las piletas auxiliares UA00B03/B04.

La implementación de este GDM se ha planificado para el primer semestre de 2013.

4.2.2.2. Central Nuclear Atucha II

Sistemas de Suministro Eléctrico

Suministro eléctrico externo

Las fuentes de energía de corriente alterna exteriores a la Central Nuclear Atucha II (CNA II) provienen de:

- Estación de 500 kV (*Figura 4-39*)
- Estación de 220/132 kV (*Figura 4-39*)
- Conexión CNA I - II (*Figura 4-40*)

Las mencionadas estaciones están ubicadas en la proximidad de las centrales CNA I y CNA II.

Estación de 500 kV:

La estación de 500 kV es del tipo doble barra e intemperie, con configuración de interruptor y medio, la vinculación a la CNA II es por medio de una línea aérea de 500 kV de 300 metros con doble interruptor. Tiene una vinculación con 2 líneas aéreas de 500 kV, sostenidas por torres metálicas, y la previsión de una futura tercera línea de 500 kV.

Tanto la línea a la estación Ramallo, como a la estación Rodríguez forman parte del Sistema Interconectado Nacional (SIN).

La línea de 500 kV a la estación Ramallo, permite recibir energía por el norte, de las grandes centrales de hidroeléctricas Yaciretá y Salto Grande (SGRA), y de las conexiones a las redes de los países vecinos Brasil, Paraguay y Uruguay.

La línea de 500 kV a la estación Rodríguez, permite recibir energía por el sur, de las grandes centrales hidroeléctricas ubicadas al sur del país Alicurá, Piedra del Águila, Pichi Picún Leufú, Chocón, Planicie Banderita.

Estación Atucha de 220/132kV:

La estación es del tipo simple barra en 220 kV y 132 kV y está vinculada mediante una línea de 132 kV y 2 líneas de 220 kV. Las barras de 220 kV y 132 kV están conectadas a través de un autotransformador de 150 MVA.

La línea de 132 kV está conectada a la estación Zárate y por medio de esta puede recibir aportes de energía de las redes de 132 kV.

Las dos líneas de 220 kV están conectadas a la estación Villa Lía y por medio de cualquiera de estas líneas puede recibir aportes de energía de la red de 220 kV. La estación es del tipo intemperie y está conectada a CNA II mediante una terna de cables unipolares subterráneos.

La capacidad de cada una de las líneas que alimentan las estaciones de 500 kV como a las de 220/132 kV, es suficiente para cubrir los requerimientos de energía de CNA II para efectuar una parada segura del reactor, removiendo el calor residual y previniendo la liberación de radiactividad en las condiciones de accidente con mayor demanda de energía eléctrica.

Conexión CNA I – CNA II

Una fuente adicional de energía externa para CNA II, con limitaciones, está constituida por la posibilidad de conexión de sus barras BBB y BBD a las barras BA y BB de CNA I (ver *Figura 4-40*).

La conexión manual de dos barras normales de CNA II a las barras normales de CNA I permite una toma de energía, para el caso de indisponibilidad de la alimentación del lado de 500 kV y una falla en la alimentación alternativa a la CNA II desde la estación Atucha de 220/132 kV.

La potencia disponible en CNA I para transferir a CNA II, depende del consumo interno de CNA I en ese momento, y si está en servicio el generador hidráulico de CNA I.

Se puede asumir como mínimo una disponibilidad para CNA II de 1 MVA en las condiciones más desfavorables, esto es generación de CNA I a máxima potencia y con el generador hidráulico fuera de servicio.

Generador principal de la central

Es el generador principal MKA01 de 838 MVA / 21 kV.

Suministros eléctricos de respaldo que alimentan las barras de seguridad (generadores diesel-GD)

La potencia requerida por algunas cargas importantes para la seguridad durante la parada segura del reactor, por ejemplo para la extracción del calor residual durante el funcionamiento en condiciones de accidente o resultantes de las eventuales fallas del sistema de suministro normal, son suministrados por el sistema de suministro de energía eléctrica de emergencia GD.

Este sistema tiene por diseño, cuatro trenes redundantes independientes, separados físicamente, y cada uno capaz de suministrar 50% de la potencia necesaria para realizar las funciones de seguridad mínimas requeridas. Estos GD alimentan cuatro buses de 6,6 kV. *Figura 4-40*.

Otras fuentes alternativas de respaldo

Las fuentes de energía arriba mencionadas corresponden a las bases de diseño de CNA II. A continuación se mencionan las mejoras que se prevé implementar para las condiciones mas allá de las bases de diseño, a fin de fortalecer las posibilidades de suministro de energía eléctrica, mediante procedimientos y como parte del programa de gestión de accidentes, que permitan la remoción de calor residual del reactor y de las piletas de elementos combustibles gastados en el largo plazo:

Sistema de refrigeración alternativo para dos GD de emergencia de CNA II

Ante la indisponibilidad simultánea de las dos casas de bombas del sistema de agua de río asegurada (PE) ubicadas en la costa del río Paraná, de acuerdo al diseño actual se perdería el generador principal de CNA II y la refrigeración de todos los motores de los GD de emergencia de CNA II, derivando en una pérdida total del sistema diesel de emergencia.

Para hacer frente al escenario arriba mencionado, se prevé adecuar el sistema actual de refrigeración de dos GD de CNA II, mediante torres de enfriamiento de tiro forzado, a los efectos de disponer de un sistema alternativo de enfriamiento, para contar con el aporte de generación de dos GD de emergencia (XKA20 XKA30).

La mejora incluye revisión y modificación de automatismos y enclavamientos, de manera que mediante acciones manuales, decididas dentro del programa de gestión de accidentes severos, se pueda habilitar el funcionamiento de las torres de enfriamiento y la conexión de las cargas necesarias para la extracción del calor del núcleo y de la pileta de elementos combustibles gastados.

La alineación del sistema de refrigeración alternativo de los GD, se efectuará mediante cierre y apertura manual de válvulas, independientemente de que las mismas posean accionamiento motorizado. Esto formará parte de un procedimiento de operación en emergencia.

La disponibilidad de potencia a entregar por los GD está condicionada por la capacidad de enfriamiento de las torres de enfriamiento, siendo del orden de 5 MW.

Estas mejoras se prevé que estén implementadas hacia fines 2015.

Conexión de nuevos diesel de CNA I a CNA II

Aprovechando que el nuevo sistema EPS de CNA I tendrá 3 GD del 100% de 3,4 MW cada uno, y que los mismos tendrán refrigeración por aire, se incorporará la posibilidad, a través de acciones manuales, para que los mismos aporten energía a CNA II, en caso de indisponibilidad de todos los GD de emergencia de CNA II.

Para que este sistema pueda cumplir el objetivo descripto, es necesaria la modificación de los automatismos y enclavamientos del nuevo sistema EPS de CNA I, para posibilitar dentro del programa de gestión de accidentes severos de CNA II, la interconexión manual en CNA I de la barras de emergencia a las barras normales.

Aprovechando la interconexión existente entre barras normales de CNA I y II los GD de CNA I podrían alimentar hasta dos barras de la red normal de 6,6 kV y a las cuatro barras de la red de emergencia de 6,6 kV de CNA II.

La disponibilidad de potencia a entregar por los GD de CNA I a CNA II, está condicionada por las condiciones de CNA I, partiéndose de un piso de 3,4 MW, pudiendo como máximo ser de 6,8 MW.

Estas mejoras se prevé que estén implementadas hacia fines 2015.

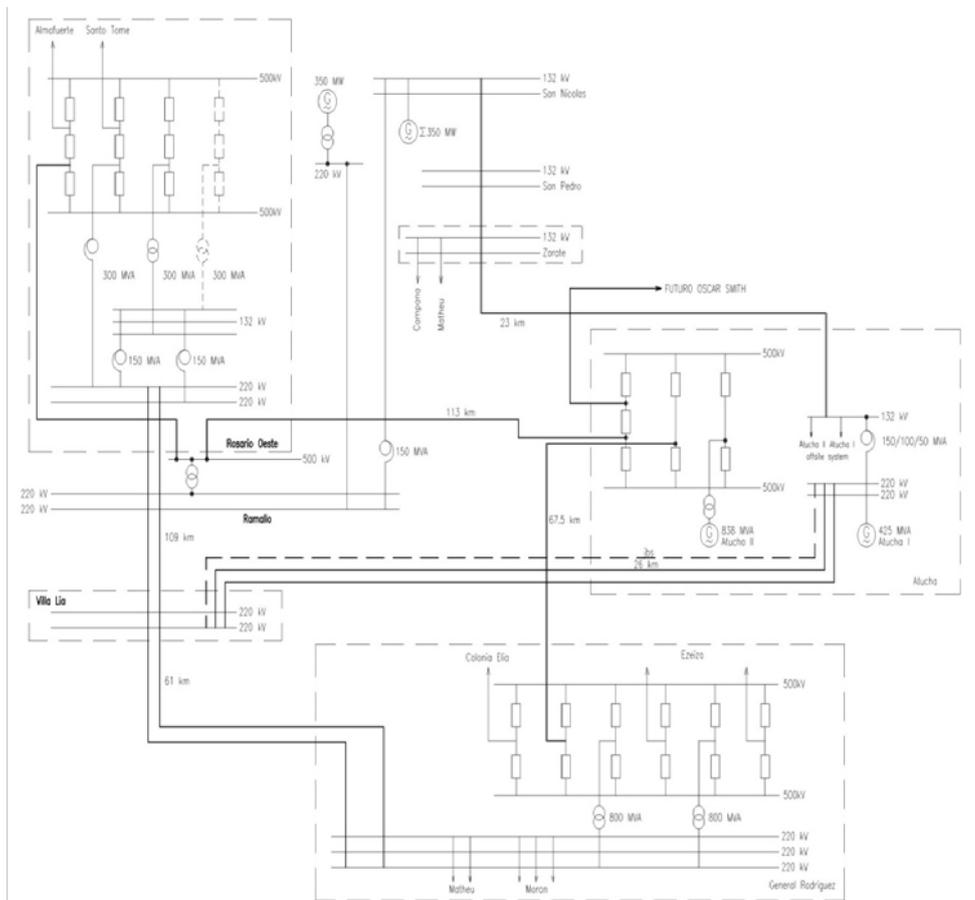


Figura 4-39: Interconexión a redes externas de la CNA II.

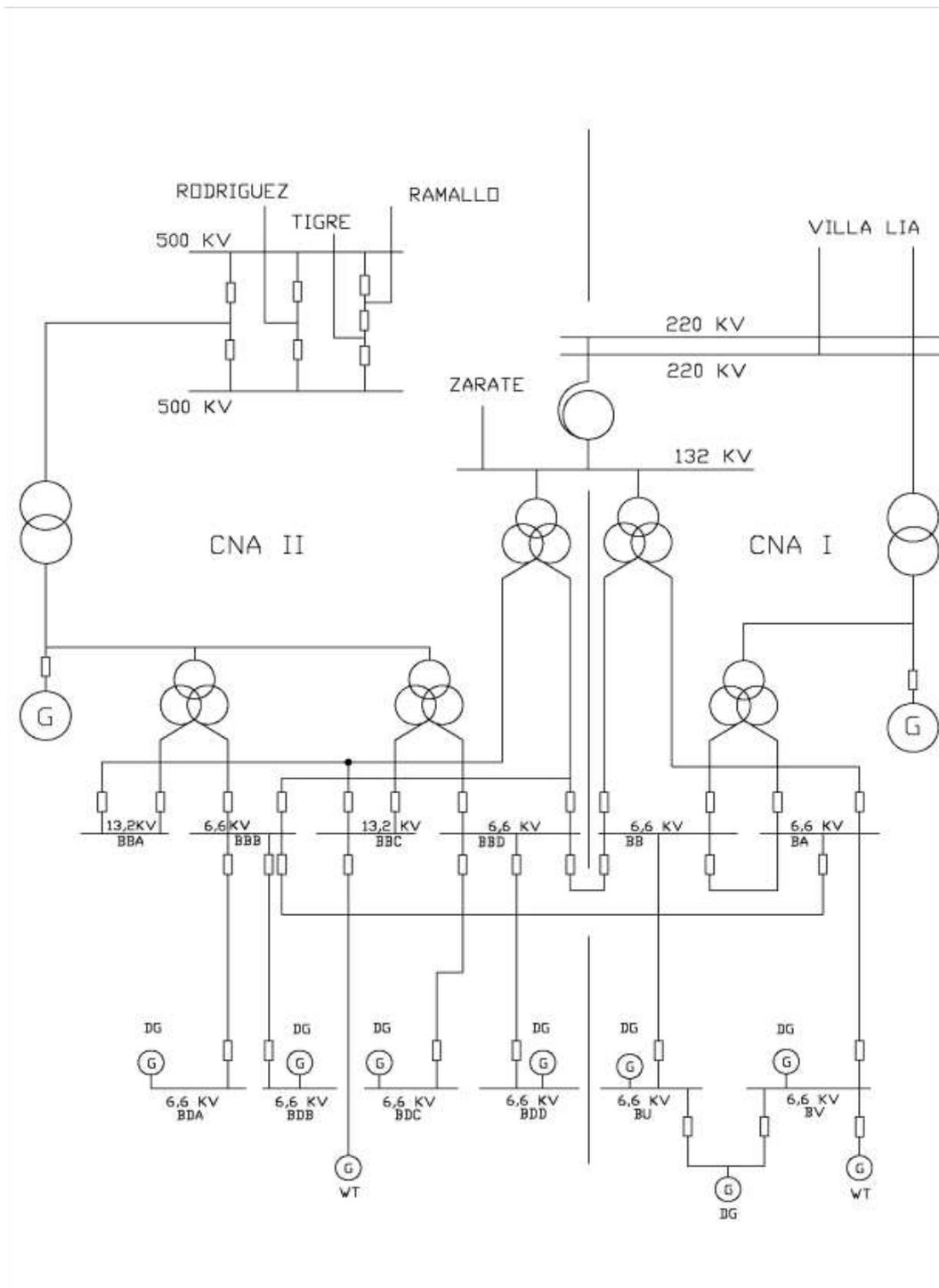


Figura 4-40: Interconexión de sistemas de emergencia entre CNA I y CNA II.

Previsión para la conexión de GD móvil de 6,6 kV

El edificio de los GD de emergencia de CNA II (UBP), se encuentra vinculado al edificio de maniobras UBA por medio de cuatro túneles, cada uno en correspondencia, con la barra de media tensión de emergencia que alimenta en el edificio UBA. En estos túneles se encuentra una salida de emergencia que comunica con el nivel de la calle que separa el edificio UBP del edificio UBA. Se tenderá una terna de cables desde la boca de cada "salida de emergencia" a un interruptor situado en la barra de emergencia. En la boca de cada salida de emergencia se colocara una facilidad para la conexión de un GDM de 6,6 kV.

4.2.2.2.1. Pérdida de suministro eléctrico externo

Asumiendo que la central esta generando a máxima potencia, si se pierden las dos líneas de suministro eléctrico de 500 kV, el relé de salto de carga detectará el rechazo de carga, reduciendo la potencia del reactor y la turbina, conservando la turbina y el generador en servicio, abasteciendo las necesidades de consumo propio de CNA II hasta que se decida detener el generador. En condiciones de diseño, la reactividad en exceso del reactor permite operar el reactor operando al 80% de la potencia, evacuando el vapor excedente al condensador.

Si el rechazo de carga no es exitoso, o sale de servicio la línea que vincula los transformadores de bloque con la playa de 500 kV se pierde la alimentación a las barras normales de la central desde las barras del generador de 21 kV. La falta de tensión en la barra de 21 kV, transcurridos 500 ms inicia el proceso de conmutación de las cuatro barras normales BBA/B/C/D, abriendo los interruptores que la vinculan a los transformadores BBT01/02 y cerrando los interruptores de vinculación al transformador de red de reserva BCT restableciendo el suministro de energía a las barras normales de media tensión.

La potencia del transformador de red de reserva (BCT) es suficiente para mantener el reactor subcrítico, removiendo el calor residual, tanto del reactor como de los elementos combustibles gastados almacenados en pileta.

En caso de pérdida simultanea de las líneas de suministro eléctrico de 132 kV y 220 kV que llegan a la estación correspondiente, y suponiendo que la CNA I se encuentra en servicio, debido a un rechazo de carga exitoso es factible conservar la alimentación de las barras normales de CNA II, a través del transformador de reserva, hasta la salida de CNA I fuera de servicio, circunstancia que, debido al envenenamiento del reactor de CNA I por Xenón, puede ocurrir en un período de 20 minutos aproximadamente.

Ante una situación de CNA I fuera de servicio, o por falla en el transformador BCT, o la conexión del mismo a la playa, las barras normales y de emergencia de CNA II se quedarán sin tensión.

Transcurridos dos segundos de esta situación, la actuación del sistema de protección del reactor, iniciara la apertura de los interruptores que vinculan las barras de emergencia con las barras de consumo propio y la desconexión de todas las cargas del sistema de emergencia con corta interrupción. Simultáneamente iniciará el arranque de los cuatro GD de emergencia.

Después de un tiempo de arranque de aproximadamente 10 segundos, los interruptores de los GD de cada tren estarán cerrados y las cargas volverán a conectarse en grupos de acuerdo con una secuencia preestablecida. Las señales de accionamiento y de liberación para el arranque de los GD y el programa de carga se generan en el sistema de protección del reactor.

La capacidad de cada GD está diseñado de tal manera que la potencia de emergencia necesaria para la mitigación de los accidentes base de diseño puede ser suministrada por dos de los cuatro GD (50% de capacidad).

La capacidad de combustible almacenado en los tanques de combustible asignado a cada grupo GD de emergencia, en tanque normal y de reserva, es suficiente para un funcionamiento ininterrumpido de 85 horas, considerando el accidente con mayor demanda de energía eléctrica. En cuanto a la reserva de agua refrigerante y aceite lubricante necesarios, se ha estimado una autonomía de 110 horas para cada uno de los cuatro GD.

Teniendo en cuenta que el funcionamiento de dos GD de emergencia es suficiente para mantener el reactor subcrítico y remover el calor residual del reactor y de los elementos combustibles gastados almacenados en la pileta, tanto en condiciones normales como ante accidentes base de diseño, se puede extender, el suministro de energía de dos grupos en aproximadamente 67 horas, deteniendo dos grupos GD, y trasvasando el combustible de los tanques de almacenamiento de los grupos detenidos a los tanques de los grupos en funcionamiento. De esta forma se puede mantener el suministro de energía eléctrica con el combustible almacenado, en el edificio de los GD de emergencia UBP a 139 horas. Como consecuencia de la aplicación del procedimiento de optimización y de las capacidades móviles de trasvase entre tanques de almacenamiento se prevé un aumento del tiempo de operación de los grupos GD mayor a 65 horas.

El trasvase de combustible desde el tanque de almacenamiento de combustible de las calderas dotará a la instalación con otras 122 horas adicionales de autonomía.

En consecuencia la reserva de combustible para hacer frente a una falla prolongada del suministro eléctrico de emergencia podría ser prolongada por el accionar del operador superando en total las 272 horas de autonomía (más de once días).

En cuanto a la extracción del calor residual, en este caso se contará con alternativas vía SPTC y moderador, cadenas de sistemas moderador (JF), sistema intermedio de refrigeración (KAG) y sistema de refrigeración asegurada de agua de servicio (PE). Alternativamente y durante el tiempo limitado de suministro de agua a los GV's se contará con el venteo del lado secundario, con reposición de agua por el sistema de arranque y parada LAH y las correspondientes bombas LAJ. *Figura 4-41.*

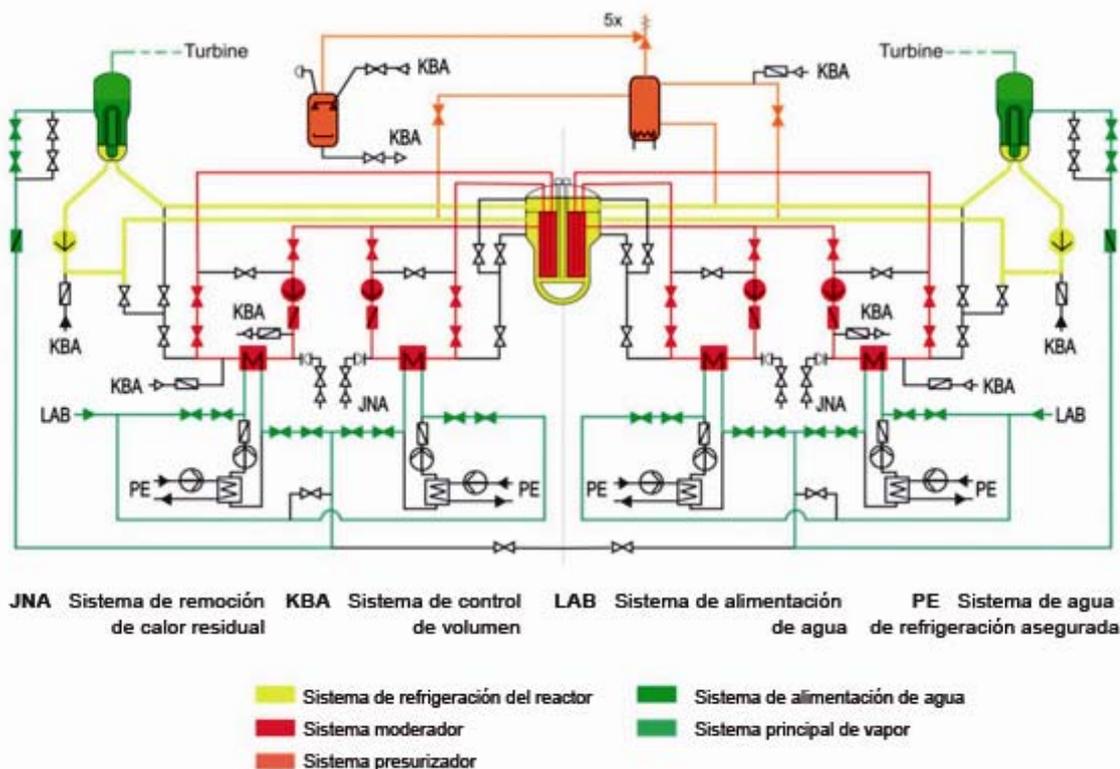


Figura 4-41: Sistemas de refrigeración principal, moderador y extracción de calor residual de la CNA II.

La actuación de la aislación de la contención, en las condiciones postuladas para este evento, no será afectada por cuanto es asegurada por el suministro eléctrico no interrumpible.

En cuanto al efecto que este evento tendría sobre la MR de elementos combustibles, en caso de producirse durante la utilización de la misma, se estimó que la refrigeración del EC en gestión estará garantizada. El suministro eléctrico de la MR es asegurado, permitiendo la finalización del recambio y/o transferencia.

Entre las mejoras más importantes previstas en relación con el suministro de energía adicional, con impacto en este evento, cabe mencionar las siguientes:

- Revisión de procedimientos para extender el uso de los GD utilizando los tanques adicionales de combustible: Se revisarán los programas de mantenimiento y pruebas, incluyendo verificación de nivel de tanques combustible, agua y lubricantes. Se debe garantizar que los cálculos presentados, en cuanto a las previsiones mínimas necesarias, son mantenidos por el sistema de inspecciones y pruebas. Esto se implementará durante 2013.
- Se evaluará la posibilidad de conectar con CNA II uno de los tres nuevos GD de CNA I (EPS, 3,4 MW cada uno). Disponer de dicha conexión permitirá contar con las siguientes opciones de extracción del calor residual:
 - Lado primario: cadena de refrigeración principal (RHR) incluyendo los componentes auxiliares; y/o
 - Lado secundario con remoción del calor residual a través de SG conectando a una bomba de arranque y parada con la correspondiente estación de válvulas de alivio. En este caso se debe analizar la reposición de agua para el mantenimiento de la refrigeración a largo plazo.

Esta mejora se implementará durante 2015.

- Mantener las torres de enfriamiento actuales como modo alternativo de refrigeración de dos de los GD de CNA II. Esta mejora se implementará durante 2015.
- Desconexión de cargas innecesarias para incrementar la duración de las baterías. Esta mejora se implementará durante 2015.
- Análisis de la disponibilidad de las líneas de alimentación eléctrica externas incluyendo interconexión en alta tensión de las líneas de 220 kV y 500 kV. Esta mejora se implementará durante 2013.
- Conexión GDM. Esta mejora se implementará durante 2014.

4.2.2.2.2. Pérdida de los suministros eléctricos externo e interno (SBO)

En este escenario se postula que adicionalmente al evento LOOP descrito anteriormente, no se cuenta con los 4 grupos GD del sistema de emergencia de CNA II. En este caso, se puede conectar en forma manual las barras normales de 6,6 kV (BBB y BBD) de CNA II, a las barras normales (BA y BB) de CNA I, restableciendo el suministro de energía eléctrica en CNA II.

Si bien este suministro de energía eléctrica tiene limitaciones como se indicó en anteriormente, resulta suficiente para mantener en CNA II la refrigeración del reactor mediante venteo de vapor. Adicionalmente, se garantiza la energía suficiente para la refrigeración de los EC en pileta, por cuanto los sistemas relacionados reciben suministro de las mencionadas barras.

Si no hay tensión en las barras normales de CNA I, o la disponibilidad de energía es insuficiente, existe la posibilidad de restablecer el suministro de energía al sistema de eléctrico de emergencia de CNA II mediante el aporte de los GD del sistema EPS de CNA I.

Cómo mínimo, el funcionamiento de la instrumentación y control de tres trenes está asegurado para las funciones de monitoreo de estado de la planta, en base al suministro desde las baterías.

El tiempo disponible para controlar este evento iniciante, sin necesidad de suministro eléctrico alternativo, se ha estimado determinísticamente en 30 horas. Este es el tiempo máximo disponible para conectar un sistema eléctrico alternativo. Al respecto, como mejora se instalará un equipo GDM de 6,6 kV con su propio depósito de combustible.

Considerando la pérdida de todas las alternativas de suministro externo, es decir, LOOP, la pérdida de los suministros eléctricos de respaldo y la pérdida de cualquier suministro eléctrico alternativo, se tendrá como única fuente de energía eléctrica disponible a las baterías de +24 V y de -24 V y las de 220 V organizadas en cuatro redundancias para las funciones de seguridad.

La disponibilidad de corriente alterna en 380/220 V está dada por cuatro grupos convertidores rotativos (uno por redundancia) formados por un motor de 220 VCC y un generador de corriente alterna auto-excitado (moto-generador). Los cuatro grupos moto-generadores se encuentran físicamente separados. Existe un quinto grupo stand by, que se puede alinear con cualquiera de las redundancias reemplazando a un equipo que eventualmente necesite mantenimiento, o en caso de falla.

De acuerdo a las especificaciones técnicas la duración de las baterías es la siguiente:

- +24 V, autonomía de 4 horas 24 minutos.
- -24 V, autonomía de 4 horas 36 minutos.
- 220 V, autonomía de 3 horas 45 minutos.

Cabe señalar que si bien las baterías están organizadas por redundancias, una parte de las cargas que alimentan reciben doble alimentación, desde baterías de diferentes redundancias, desacopladas mediante diodos. Este diseño permite que la redundancia que tiene mas carga disminuya más rápido su tensión y su aporte a las cargas con doble alimentación, pasando estas cargas a ser alimentadas por las baterías que han tenido menor demanda y conservan en sus vasos una tensión mayor.

Los valores de autonomía de las baterías, se han calculado asumiendo que la demanda de corriente es la de diseño, en base a las curvas de descarga suministradas por el fabricante.

Mediante procedimientos de desconexión de cargas en las baterías de 220 V que se incluirían dentro de los procedimientos de manejo de incidentes severos se han identificado los posibles consumidores, que podrían desconectarse para prolongar el tiempo de descarga de las baterías. En una primera aproximación, se ha estimado que la autonomía de las baterías de 220 V, podrían extenderse hasta 7 horas y media.

Se planificó efectuar un estudio mas detallado, al finalizar la puesta en marcha, para estimar las reducciones por desconexiones de carga en el sistema de +24 V –24 V.

La pérdida de suministro eléctrico para el consumo propio de emergencia de la instalación origina la incapacidad de los siguientes esquemas de remoción de calor:

- GV – condensador.
- Bombas e intercambiador de calor del moderador (JF) - sistema intermedio de remoción de calor residual (KAG) - sistema de refrigeración asegurado (PE).

En consecuencia, si se supone que la interrupción del suministro eléctrico ocurre en circunstancias en que el nivel de los GV es normal (12,2 m), operando el sistema de venteo a la atmósfera se puede refrigerar la planta por un tiempo limitado estimado en media hora hasta agotar el inventario de los mismos.

Desde el punto de vista de la refrigeración del núcleo en el evento SBO se estima que se perdería la función de alimentación a los GVs al no disponerse de suministro eléctrico (sólo están disponibles las baterías). Si no se adopta ninguna medida, este escenario conducirá a una situación de daño al núcleo en condiciones de alta presión.

En lo que respecta al comportamiento de la central frente a un SBO existen diversas diferencias entre los reactores PWR con uranio enriquecido y el reactor PHWR de la CNA II con uranio natural, que se detallan a continuación:

- El sistema primario de transporte de calor está constituido por dos circuitos, mientras que el sistema del moderador está constituido por 4 circuitos. Ambos sistemas están interconectados entre sí, de modo que el agua pesada fluye continuamente entre uno y otro circuito. La porción de masa de agua pesada que constituyen el moderador y el refrigerante son similares (aproximadamente 230 t y 205 t respectivamente). Por cuestiones de optimización del quemado del combustible, mientras la central opera a potencia, la temperatura del moderador (promedio 170 °C) se mantiene por debajo de la temperatura del circuito refrigerante (promedio 295 °C). Para lograr esta diferencia de temperaturas el moderador es enfriado mediante unos intercambiadores de calor y el caudal de intercambio entre ambos circuitos se mantiene bajo. En el transcurso de incidentes (por ej. LOCAs) los circuitos del moderador cambian la configuración del flujo del agua pesada del moderador, de modo de aumentar el caudal de intercambio. De esta forma el agua relativamente fría del moderador, disponible aún a altas presiones, es empleada para refrigerar el núcleo. En el caso particular del evento SBO, al no disponer de suministro eléctrico tanto las bombas del SPTC y del moderador no impulsan flujo alguno y el caudal de intercambio es prácticamente nulo (dado que no funcionarían). Sin embargo, las poco más de 230 t de agua pesada más fría del moderador constituyen un sumidero de calor, pasando el calor del refrigerante al moderador por conducción a través de las paredes de los canales refrigerantes. En este escenario la refrigeración del núcleo se logra mediante la transferencia de calor por radiación térmica del combustible hacia las paredes de los canales y finalmente al agua del moderador que actúa como sumidero.
- Debido al empleo de uranio natural, el quemado del combustible en CNA II es sensiblemente menor que el quemado en los reactores que operan con uranio enriquecido, llegando a ser hasta 6 veces menor. Una consecuencia directa para los análisis de seguridad de esta diferencia respecto de los PWR más típicos, es que la potencia de decaimiento a mediano plazo es menor para el núcleo de la central CNA II. Esto se verá reflejado fundamentalmente en lo que respecta a las condiciones de borde para los cálculos de la refrigeración de la piletta de elementos combustibles gastados, que en el caso de CNA II resultan menos exigentes que en un típico PWR.

Estas dos importantes diferencias frente a los PWR hacen que en CNA II se disponga de un tiempo comparativamente mayor para emprender acciones manuales y poder dominar el evento de SBO. En el circuito primario se establece una circulación natural del refrigerante entre el reactor y los GVs. El calor de decaimiento provoca la ebullición del inventario de los GVs cuyo contenido es venteado a la atmósfera como vapor mediante cuatro válvulas de alivio de vapor alimentadas por las baterías. Debido a las características mencionadas anteriormente, y de acuerdo a cálculos conservativos, se dispone de aproximadamente dos horas antes que el nivel de agua en el presurizador alcance valores máximos como consecuencia de la expansión y ebullición parcial del primario.

Inmediatamente después del corte del reactor en el circuito primario se establece una circulación natural del refrigerante entre el reactor y los GVs. El calor de decaimiento provoca la ebullición del inventario de los GVs y su venteo a la atmósfera mediante cuatro válvulas de alivio de vapor alimentadas por las baterías. Al cabo de 0,75 hora dichas válvulas son aisladas al llegar los GVs a su nivel mínimo de dos metros.

A partir de este instante, y suponiendo que ninguna contramedida sea aplicada, se carecerá de un sumidero efectivo de calor y el agua pesada se calentará y expandirá siendo inevitable la posterior apertura de las válvulas de seguridad del presurizador. Dado que estas válvulas no están diseñadas para flujos de refrigerante líquido, es conveniente adoptar medidas para refrigerar el núcleo antes de las dos horas y evitar de este modo la posibilidad que estas válvulas puedan quedar trabadas abiertas.

Debido a lo expresado en el párrafo anterior, se han realizado estudios suponiendo los dos escenarios posibles:

- Una válvula de seguridad del presurizador quedaría trabada abierta al circular líquido: Bajo la hipótesis conservativa que no se adoptaría ninguna acción por parte de los operadores y que las baterías se descargarían a las dos horas de iniciado el evento, al no contarse con el aporte de los cuatro acumuladores de inyección pasiva de alta presión en el primario se estima que los primeros radionucleidos de las barras combustibles se liberarían hacia el primario transcurridas cuatro horas de iniciado el evento.
Entre las mejoras a implementar para hacer frente a este escenario accidental, se prevé activar los acumuladores de inyección pasiva de alta presión en el primario antes que se agoten las baterías, ya sea emprendiendo la acción propiamente o desconectando consumidores innecesarios para prolongar el tiempo de duración de la carga de las baterías. Los cálculos muestran que mediante la inyección de dichos acumuladores la degradación del núcleo se demoraría unas cinco horas adicionales. Por otra parte cabe mencionar que, si bien debido al incremento del Xe en el combustible, sería imposible volver crítico al reactor por un período de aproximadamente 48 horas, adicionalmente, el agua liviana aportada por los acumuladores es un veneno para el reactor PHWR. A raíz de esto no sería imprescindible la inyección de boro para mantener el reactor en la condición de parada segura.
- La válvula de seguridad del presurizador no quedaría trabada abierta al circular líquido: En este escenario de alta presión se estima que los primeros radionucleidos se liberarían a las 8,5 horas del comienzo del evento y que transcurridas 3,5 horas más se produciría la falla de la línea de conexión entre el primario y el presurizador ("surgeline") -debido a deformación a alta presión y temperatura (creeping)-, llevando el accidente a un escenario de baja presión.

De acuerdo a cálculos conservativos, se estima que debido a las particulares características de la CNA II, se dispone de suficiente tiempo para que el operador pueda tomar acciones manuales, para evitar las sucesivas aperturas de la válvula de seguridad del presurizador. Actualmente se está evaluando la posibilidad de implementar un procedimiento de emergencia para ser aplicado por los operadores de la planta. La alternativa analizada consiste en alimentar a los GVs con agua desmineralizada y refrigerar el núcleo mediante el venteo de vapor a la atmósfera.

Para la implementación de esta estrategia, los estudios preliminares realizados en condiciones conservativas, muestran que, al cabo de 1,5 horas el nivel del presurizador alcanzaría un nivel de 9,5 m. Antes de ese instante los operadores deberían provocar la despresurización del lado secundario de los GV mediante la descarga a través de una de las estaciones de alivio principal de vapor hasta vaciarlos totalmente. Se consigue de esta forma una refrigeración parcial mediante la utilización del contenido de agua existente en las líneas de agua de alimentación principal. Asimismo antes de las 2 horas de iniciado el transitorio, está previsto conectar una motobomba al sistema de agua de alimentación de arranque y parada (que alimenta a los GV). La reserva de este tanque (máximo 264 m³ / mínimo 148 m³) permitirá mantener al reactor refrigerado por un lapso de 8 a 10 horas. Posteriormente se podrían utilizar las reservas de los tanques de agua desmineralizada que, como máximo, ascienden a 2 tanques de 785 m³ cada uno. Cabe señalar que, en todo momento de operación de la central, en dichos tanques se debe disponer de una reserva de agua asegurada mínima de 2 x 280 m³. Esta reserva asegura la refrigeración por aproximadamente 35 horas adicionales, llevando el tiempo total de refrigeración a 2 días.

Adicionalmente, para facilitar el suministro de energía eléctrica necesario para mantener las alimentaciones de corriente continua y equipos, prolongando el funcionamiento mas allá del tiempo estimado previamente, está previsto disponer de un GDM. Este equipo permitirá prolongar la autonomía de las baterías y facilitar el aprovisionamiento de agua desde un reservorio alternativo, necesario para mantener la alimentación, en el largo plazo, a los GVs y el enfriamiento de la piletta de EC gastados.

Se está evaluando la posibilidad de que dicho reservorio de agua alternativo este constituido por tomas de agua desde la napa subterránea. Esta previsto implementar esta mejora durante 2014.

Evaluación sobre los EC en piletas

El Sistema de Refrigeración de Piletas (FAK) consta de tres bombas (en operación funcionan dos y la tercera se encuentra en stand-by), las cuales están alimentadas desde la red de suministro de agua de emergencia mediante tres trenes diferentes. El sistema además posee dos intercambiadores de calor para disipar el calor generado de las piletas de EC al sistema de refrigeración asegurada de agua de servicio (PE).

Si se perdiera por completo el sistema de refrigeración de piletas o el agua de refrigeración asegurada de servicio, se produciría una fase inicial de calentamiento del agua hasta alcanzar su saturación, seguida de evaporación y descenso de nivel. Los tiempos en que ocurren estos fenómenos dependerán del número de EC depositados en las piletas y del calor de decaimiento de los mismos.

Para evaluar estos tiempos se consideró que en forma simultánea ocurren las siguientes condiciones más desfavorables:

- nivel de piletas de 16,14 m (nivel mínimo),
- máximo número posible de combustibles depositados en piletas,
- núcleo completo descargado en piletas como consecuencia de alguna condición operativa que lo requiera.

Esta última condición es muy improbable, pues los reactores de agua pesada ejecutan la recarga de combustible con la instalación en operación: En consecuencia, no es la descarga del núcleo una acción sistemática como en los reactores tipo PWR y son altamente improbables condiciones anormales o de mantenimiento que originen esta operación. La secuencia de tiempos para una situación de pérdida total de refrigeración será la siguiente:

Tiempo t [h]		Condición alcanzada
(1) EC en piletas + Núcleo completo descargado	(2) EC en piletas	
0 (pérdida de la refrigeración)	0	Nivel inicial 16,14 m, temperatura (1) 47,5 °C y (2) 41° (refrigerando con un solo tren en ambos casos)
54	90	alcanza la ebullición
91	145	evaporación hasta 1 m de agua, quedando las piletas con 15,14m (2,59 m de agua por encima de los EC)
188	287	descubrimiento parte superior de los EC (parte activa)

Los análisis fueron realizados sobre el peor escenario (1) núcleo evacuado y piletas llenas de EC gastados. Si bien este escenario tiene poca probabilidad de ocurrir, de esta manera, se tendrán tiempos más bajos y así poder fijar conservativamente los tiempos disponibles para ejecutar las acciones para restablecer la refrigeración de las piletas.

Se supuso conservativamente que, antes del evento, se dispondría de un único tren de refrigeración. En consecuencia, se estima que la temperatura de la piletas se encontrará a 47,5 °C. Las alarmas de temperatura alta (38 °C) y temperatura muy alta (41 °C) estaban inicialmente presentes.

Se estima que hasta aproximadamente 60 °C es posible realizar acciones manuales dado que todavía no estarían comprometidas las condiciones existentes en el edificio de piletas. El tiempo estimado en que se alcanzarían los 60 °C sería alrededor de 13 horas. Posteriormente, el acceso al edificio será limitado y para su ingreso se requerirá el uso de equipos de protección personal.

Teniendo en cuenta que la temperatura de diseño de las piletas de elementos combustibles es de 80 °C, el tiempo sin refrigeración hasta alcanzar la misma se estima en aproximadamente 33,6 horas desde el comienzo de la pérdida del sistema de refrigeración.

Se considera muy poco probable que se pueda llegar al descubrimiento de la parte activa de los EC, debido a los tiempos extremadamente largos que implica esta situación (188 horas según se desprende de la tabla anterior), lo cual permitiría recuperar el nivel y la refrigeración en las piletas.

Como se observó en los apartados anteriores y teniendo en cuenta que el peor escenario (pileta llena y núcleo depositado en la misma) tiene muy poca probabilidad de ocurrir, se estima que ante la imposibilidad de refrigerar las piletas de EC (por ejemplo en situación de SBO), dado el gran volumen de agua existente y su inercia térmica asociada, se dispondrá de tiempo suficiente para recuperar la

refrigeración de las mismas. De todas formas, se prevé incorporar un sistema adicional de llenado de agua desde un reservorio de agua alternativo y con suministro eléctrico desde el GDM.

Se está evaluando la posibilidad de que dicho reservorio de agua alternativo este constituido por tomas de agua desde la napa subterránea. Esta previsto implementar esta mejora durante 2014.

La evaluación sobre el impacto que este evento tendría sobre la máquina de recambio (MR) de elementos combustibles (EC), en caso de producirse durante la utilización de la misma en la gestión de EC gastados, y afectando a los EC en su interior, está en proceso de elaboración.

4.2.2.2.3. Pérdida de los sumideros de calor

En servicio normal con la planta en potencia, el calor producido por el reactor es transferido desde el sistema primario hacia el secundario a través de los GV's, por la circulación del caudal impulsado por las bombas principales (JEB). Este calor es convertido parcialmente en energía eléctrica por la turbina principal, siendo el remanente trasferido al río Paraná de las Palmas en el condensador principal (MAN), hacia el sistema de refrigeración principal (PAB), con las bombas del sistema de circulación de agua (PAC).

Ante el corte del reactor, el calor residual es trasferido al secundario en los GV. Si el condensador principal mantiene su funcionamiento, el vapor es derivado a este por la estación de desvío de la turbina principal. El calor residual es removido en el condensador por el agua de río propulsada por el PAB (Figura 4-42).

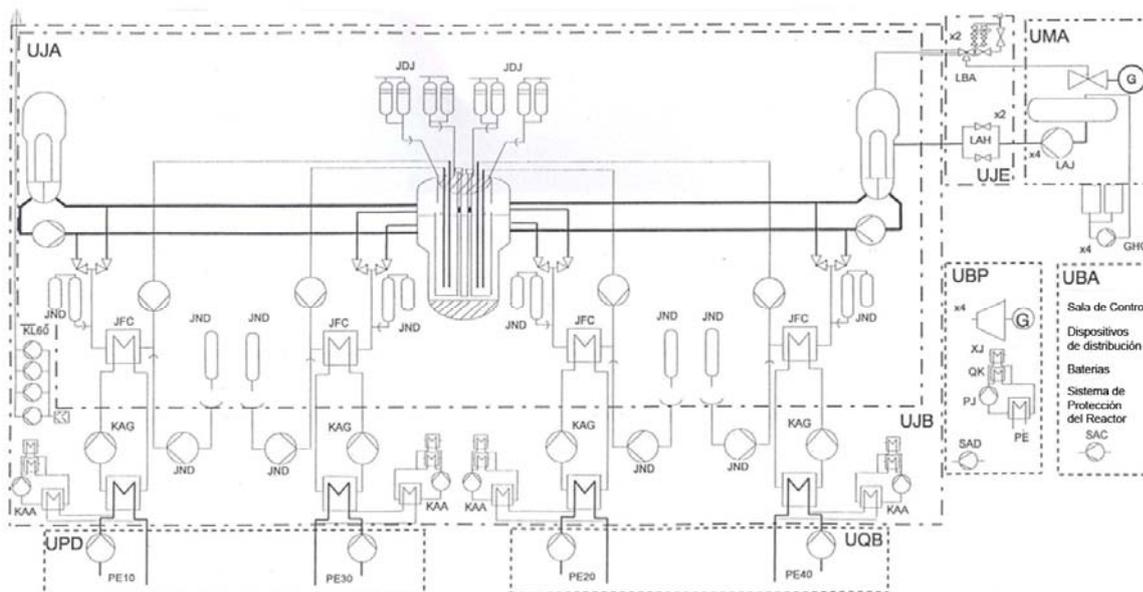


Figura 4-42: Sistemas de refrigeración y extracción de calor residual.

Pérdida del condensador principal

La falta de suministro eléctrico externo o la falla de alguno de los servicios del condensador (sistema de refrigeración principal, remoción de gases no condensables, etc.) inhabilitan la operación del condensador.

En esta condición la instalación continua siendo refrigerada por los GV, pero el circuito secundario transfiere el calor a la atmosfera operando a circuito abierto venteando vapor vivo a la atmósfera mediante cuatro válvulas motorizadas con suministro eléctrico provisto por las barras aseguradas del sistema no interrumpible (alimentado por baterías en última instancia), aunque de ser necesario una sola válvula es capaz de extraer el calor de decaimiento y la potencia de las bombas del SPTC.

Si el origen de la indisponibilidad del condensador es la falta de suministro eléctrico externo, la alimentación de los GV deja de ser realizada por el sistema de agua de alimentación (suministro eléctrico normal) siendo remplazado por el sistema de arranque y parada (suministro eléctrico

asegurado). Se cuenta con cuatro bombas de arranque y parada (LAJ) que suministran el agua de alimentación aunque una sola bomba es capaz de extraer el calor de decaimiento, *Figura 4-42*.

La reserva disponible de agua para refrigerar el núcleo a través de los GVs está constituida por el inventario inicial de los mismos (120 m^3), más el contenido del tanque de agua de alimentación (máximo de 264 m^3 / mínimo de 148 m^3) más la reserva del agua desmineralizada del sistema de suministro de agua desmineralizada (GHC), 2 tanques de 785 m^3 cada uno, con reserva asegurada de $2 \times 280 \text{ m}^3$.

Se estima que, encaso de ser empleado este método de refrigeración venteando vapor a la atmósfera, se dispondría de una autonomía mínima de 2 días si el operador retira de servicio las bombas del SPTC, lo cual no es necesario en caso de falta de suministro eléctrico externo.

Este es el mecanismo que requiere menor diversidad de funciones. Esta simplicidad y la elevada redundancia con la que se han implementado los componentes y sistemas necesarios, hace que sea esta una forma de refrigeración de planta altamente confiable. Este mecanismo de remoción de calor puede operar con la planta sin suministro eléctrico externo dado que las bombas del sistema de arranque y parada (LAJ) están alimentadas por el sistema eléctrico de emergencia (CP).

Transcurridos los dos días arriba mencionados, a los efectos de ahorrar las reservas de agua desmineralizada disponibles, se podrá activar manualmente el sistema intermedio de remoción del calor residual (KAG) constituido por 4 lazos independientes, de los cuales en caso de ser necesario un sólo lazo es capaz de extraer el calor de decaimiento y la potencia de las bombas del primario.

Indisponibilidad de los generadores de vapor

La falta de agua de alimentación o la falla de la estación de venteo de vapor vivo a la atmósfera, pueden inhabilitar la remoción de calor a través de los GV's.

En esta circunstancia, como se mencionó en el punto anterior, la instalación cuenta con el sistema KAG. Este sistema, constituido por cuatro circuitos independientes, refrigera el SPTC a través de los intercambiadores de calor del moderador, transfiriendo el calor residual al agua de río bombeada por el sistema de refrigeración asegurado (PE).

El control de la estación de venteo a la atmósfera es ejecutado por el sistema de protección del reactor (JR), que cumple con los criterios de redundancia, separación de trenes y desacoplamiento eléctrico. Además dicha estación está alimentada por el sistema eléctrico de emergencia ininterrumpido (baterías), en consecuencia, el mecanismo de venteo permanece disponible en el caso de la ocurrencia de un evento que conduzca a la pérdida del suministro eléctrico externo e interno (SBO).

Remoción de calor a través de: Intercambiador de Moderador - Sistema Intermedio de Remoción de Calor Residual - Sistema de Refrigeración Asegurado

Este sistema de remoción de calor está constituido por cuatro trenes independientes e idénticos, de los cuales, se requiere la operación de dos para hacer efectiva la remoción de calor residual en cualquier escenario operativo y accidental previsto por el diseño de la instalación. Cabe señalar que la mayoría de los eventos AOO (Anticipated Operational Occurance) se pueden compensar con solo uno de los cuatro trenes disponibles.

Dado que cada tren requiere de la operación de cuatro bombas (bomba del moderador, bomba de recirculación, bomba de presurización del circuito intermedio de remoción de calor residual y bomba del sistema de refrigeración asegurado) se estima que, para condiciones más allá de la base de diseño (SBO), la única posibilidad de utilizar la cadena de remoción de calor arriba mencionada, es disponer de el GDM mencionado anteriormente.

Eventos externos tales como terremoto, vientos y tornados, onda de presión por explosión química, ingreso de sustancias explosivas o tóxicas, descargas atmosféricas eléctricas e inundaciones del río Paraná de las Palmas, han sido considerados en el diseño de los edificios y estructuras donde están ubicados los sistemas que componen dicha cadena de remoción de calor.

Todos los componentes que integran dichos sistemas están alimentados por el sistema eléctrico de emergencia, en consecuencia, el mecanismo de refrigeración permanecerá disponible con la planta sin suministro eléctrico externo.

Todos los conceptos antes mencionados, garantizan la alta disponibilidad de este mecanismo de remoción de calor residual.

La capacidad de refrigerar la instalación en cualquier condición accidental, aún a las máximas temperaturas previstas en el reactor, hacen de este mecanismo un recurso único y extraordinario. Típicamente los reactores de agua a presión carecen de esta capacidad, con lo que la refrigeración del reactor en estado caliente requiere de la disponibilidad de los GV.

Pérdida total del suministro de agua de río para refrigeración (Pérdida de la casa de bombas)

La pérdida de la capacidad de bombear agua para refrigerar la instalación desde el río Paraná de las Palmas, tiene como consecuencia la pérdida de los siguientes esquemas de remoción de calor:

- Generador de Vapor - Condensador
- Intercambiador del moderador – sistema intermedio de remoción de calor residual-sistema de refrigeración asegurado

Si la CNA II cuenta con suministro eléctrico externo, la refrigeración de la instalación se mantendrá a través de los GV venteando a la atmósfera. En este evento, la pérdida de refrigeración de los GD es producida por la indisponibilidad de la corriente de emergencia. Por este motivo, solamente se contará con suministro eléctrico si proviene de las otras alternativas. En consecuencia, a los efectos de evitar la pérdida de refrigeración de los GD, se ha previsto implementar la mejora mencionada precedentemente que consistirá en disponer de torres de enfriamiento para refrigerar dos de los GD.

Como se indicara anteriormente, se dispone de una autonomía mínima de dos días en este evento (en caso de contar con alguna alternativa de suministro eléctrico externo a la CNA II). Esto es así considerando la disponibilidad de agua en el sistema secundario y los tanques del sistema LA, *Figura 4-42*.

En este escenario, está previsto incorporar una mejora que permita extender el suministro de agua a los GVs por más tiempo que consistirá en el mencionado GDM y el suministro de agua desde un reservorio alternativo. Se está evaluando la posibilidad de que dicho reservorio este constituido por tomas de agua desde la napa subterránea. Esta previsto implementar esta mejora durante 2014.

4.2.2.2.4. Pérdida de los sumideros de calor coincidente con SBO

En este caso, a la pérdida de sumideros de calor descrita en el punto anterior se sumaría la pérdida de los suministros eléctricos externos, e incluso del suministro de emergencia de los GD.

En el caso en que la planta no cuente con la totalidad de las alternativas de suministro eléctrico (SBO), dado que la falta de agua de refrigeración asegurada incapacita también la generación eléctrica de emergencia, se estima que el tiempo que se podrá refrigerar la planta estaría determinado por el inventario inicial de los GV's, siendo válido lo indicado para el evento SBO anteriormente. Es decir que, en estas condiciones se estima dicho tiempo en solamente 0,5 hora.

La mejora proyectada que tendría impacto en este caso es la incorporación del GDM con un suministro de agua desde el mencionado reservorio alternativo al sistema LA que garantice el venteo a largo plazo en los GV's. En este caso, resultan aplicables los resultados presentados en el punto correspondiente al evento de SBO. Es decir, el sistema GDM con todas las facilidades de suministro de agua adicional, es el mismo previsto para cubrir las debilidades del evento de SBO descrito anteriormente.

En cuanto a las conclusiones sobre el impacto de este evento en los EC almacenados en pileta, tanto los resultados presentados como las mejoras previstas para el caso de SBO son los mismos que para este caso.

4.2.2.3. Central Nuclear Embalse

Sistemas Eléctricos

Las fuentes de alimentación eléctrica de la Central Nuclear Embalse (CNE) son (*Figura 4-43*):

- Fuentes redundantes externas (500 kV y 132 kV), las cuales proveen energía eléctrica requerida durante la puesta en marcha y parada de planta y puede también suministrar energía durante las condiciones normales de operación.
- Turbogenerador, el cual provee energía eléctrica requerida durante la operación normal. También permite la operación alimentando los consumos propios de la central, en caso de pérdida de la alimentación eléctrica externa.
- Fuentes de energía eléctrica en disponibilidad (standby) las cuales proveen la energía eléctrica requerida en casos de pérdida de suministro normal: Clase III, cuatro generadores

diesel de emergencia (GD) de 50%, baterías, dos generadores diesel emergencia alternativo de 100% (EPS, Emergency Power Supply).

El sistema de distribución de energía interno está dividido en dos grupos de cargas redundantes (Even & Odd) de manera tal que la pérdida de uno de los grupos permite que las funciones mínimas puedan ser cumplidas. Además los suministros de energía internos están divididos en cuatro clases que van desde la de energía no interrumpible hasta la que puede ser interrumpida con consecuencias limitadas y aceptables, y son las siguientes:

- Clase I: corriente continua (DC no interrumpible) suministra los equipos auxiliares esenciales, control, protección y seguridad. La baterías proveen energía por alrededor de 8 horas.
- Clase II: corriente alterna (AC) no interrumpible, suministra energía a los equipos auxiliares esenciales, control, protección y seguridad. Esta energía es provista por baterías a través de inversores (inverters) o por Clase III durante indisponibilidad de los inversores.
- Clase III: suministro de energía a los sistemas relacionados con la seguridad. El suministro normal de clase III es desde los transformadores de unidad, transformadores de arranque y su respaldo (backup) son los generadores diesel de emergencia (GD). Se cuenta con cuatro GD del 50% de 2,4 MWe cada uno (dos son suficientes para suministrar el 100% de energía a las barras de clase III).
- Clase IV: suministro normal de corriente alterna a equipos auxiliares y a los que pueden tolerar interrupciones de larga duración sin afectar la seguridad nuclear, al personal o equipamiento de seguridad. Una completa pérdida de las dos barras "even" y "odd" de clase IV producirá la parada del reactor. La pérdida de alimentación eléctrica externa es evento base de diseño (DBA) para el cual la planta dispone de sistemas seguridad de respaldo.

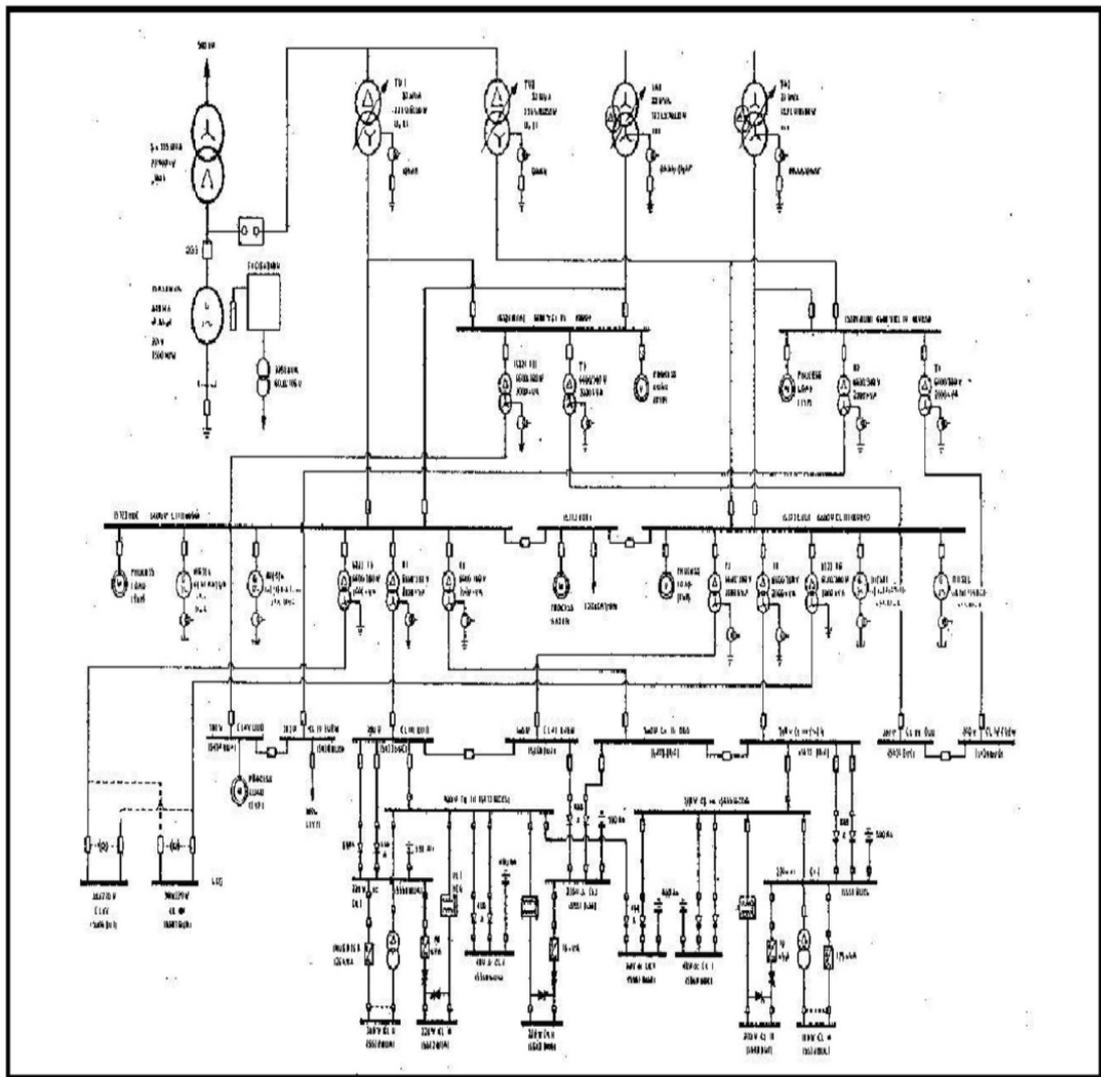


Figura 4-43: Esquema básico del sistema de suministro eléctrico de la CNE.

Recuperación del Sistema Argentino de Interconexión (SADI)

Luego de un colapso total del SADI está previsto priorizar (Procedimiento Técnico de la compañía administradora del mercado eléctrico – PT 07 – Recuperación del SADI luego de un Colapso Total) el suministro a la CNE por razones de seguridad.

Alimentación segura a la CNE

A los efectos de asegurar los servicios auxiliares de la CNE, ante falla de los GD de emergencia, se dispondrá de una barra de 132 kV en la Estación Transformadora Almafuerde para ser utilizada como barra de paso entre la Central Reolín (Hidráulica) y la barra de 132 kV de la CNE. Para ello, sobre la barra elegida se vincularán las líneas de 132 kV Almafuerde - CNE y Almafuerde-Reolín I ó II, ambas con sus interruptores cerrados.

4.2.2.3.1. Pérdida de suministro eléctrico externo (Loss of Off-Site Power - LOOP)

Es un evento básico contemplado en el diseño (DBA). La planta puede operar a niveles de potencia reducida, alimentando a sus propios consumos. En el caso de disparo de reactor o turbogenerador después de la pérdida de energía externa (Clase IV/ líneas de 500 kV y 132 kV), las cargas eléctricas no serán alimentadas más por el turbogenerador. El diseño de la planta asegura la parada del reactor y su refrigeración bajo estas condiciones. La parada del reactor está asegurada por cualquiera de los dos sistemas de parada redundantes. La refrigeración se asegura a través del último sumidero de calor alternativo. En este caso, la refrigeración a largo plazo se realiza por la extracción del calor desde los intercambiadores de calor del sistema de parada, desde los circuitos del SPTC, hacia el sistema de agua de servicio, siendo el sumidero final el reservorio del lago de Embalse (*Figura 4-44*).

La pérdida de clase IV es detectada por los relés de mínima tensión, los cuales inician el arranque automático de los GD Clase III los cuales se conectan a las barras afectadas en aproximadamente 60 segundos. La alimentación a los GV se restablece a un 4% del valor nominal. La clase III también restablece el funcionamiento de la bomba de agua de alimentación del Sistema de Control de Presión e Inventario (SCPI) al primario, por lo que el SCPI actúa luego para reponer posibles pérdidas. Después de unos minutos en el SPTC se establece un termostato estable del refrigerante sobre los GVs, lo cual provee un enfriamiento adecuado y el calor de decaimiento es removido usando los GVs como sumidero. En el largo plazo, para conservar el agua desmineralizada, el operador puede arrancar el Sistema de Enfriamiento de Parada, alimentado eléctricamente desde clase III.

En el escenario planteado, la energía de Clase III suministrará energía a los sistemas relacionados con la seguridad. Teniendo en cuenta que se pierde el suministro normal a las barras internas de clase III desde las alternativas de clase IV, los GD son el suministro en este caso. La interrupción de energía a estas barras será de corta duración (máximo 180 s), los cuales son necesarios para que los GD arranquen y tomen carga. También la clase III se utiliza como carga para las baterías de clase I y soporte (backup) para las cargas suministradas por clase II.

Cada uno de los GD posee un tanque diario de combustible de 20 m³ y un consumo aproximado de 17 m³ cada 24 horas. Se cuenta además con un depósito de 200 m³ para alimentar los tanques diarios. Por lo tanto se cuenta con una autonomía de aproximadamente 7 días de funcionamiento de dos GD a plena carga. En caso de ser necesario puede utilizarse el tanque diario de la caldera auxiliar de 20 m³ como combustible de alimentación. Está previsto que cuando el depósito tenga 140 m³ de gasoil se deberá reponer combustible hasta completar los 190 m³.

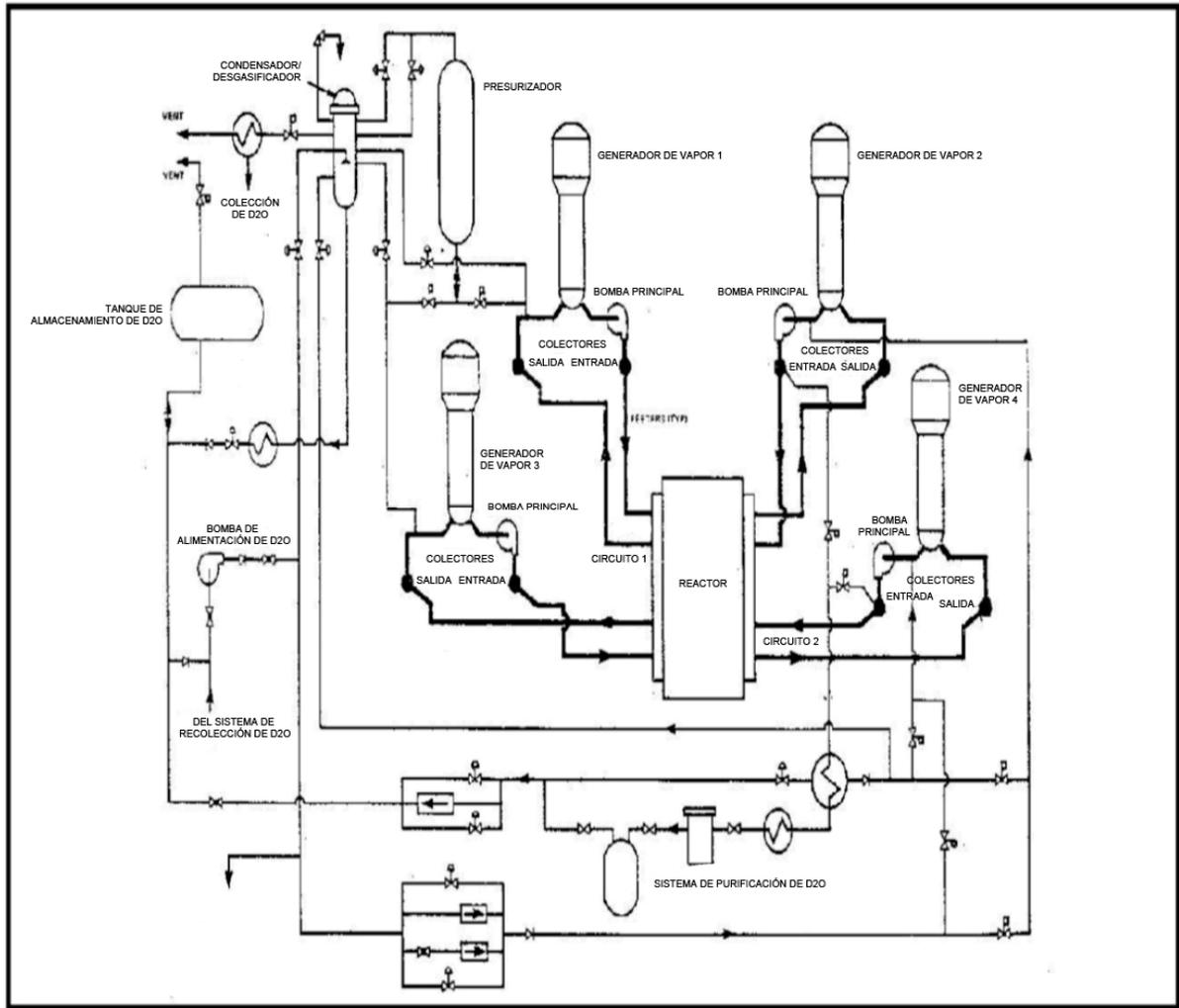


Figura 4-44: Sistemas de refrigeración principal y de emergencia de la CNE.

Para los tanques diarios de gasoil de los GD de emergencia Clase III, existe una alarma de bajo nivel en sala de control, sin embargo el auxiliar de campo de operaciones registra en cada turno los niveles en su recorrida y efectúa la reposición de combustible antes de que se alcance dicho nivel. También se controla el nivel de los mismos cuando finaliza la prueba rutinaria de arranque de los GD de emergencia.

SISTEMA DIESEL CL III		
PROCEDIMIENTO N°	TÍTULO DE LA PRUEBA	PERÍODO
PR 52100 02	PRUEBA BAJO CARGA DEL DIESEL CLASE III	QUINCENAL
PR 52100 04	PRUEBA SECUENCIADOR DE CARGA DE DIESEL CL III	SEMANAL
PR 52100 05	PRUEBA RECTIFICADOR DE BATERÍAS DE DIESEL CL III	MENSUAL
PR 52100 06	PRUEBA PÉRDIDA DE CLASE IV EN BARRAS CL III	1/1,5 AÑO/PAR
PR 52100 07	PRUEBA DE RECHAZO DE CARGA Y VERIFICACIÓN DEL ESTADISMO	1,5 AÑO/PAR
PR 52100 09	PRUEBA PURGA DE TK'S AIRE ARRANQUE DE GEN DIESEL	MENSUAL
PR 52100 10	PRUEBA CAPACIDAD DE MARCHA DEL DIESEL	2 AÑOS/PAR

Tabla 4-5: Pruebas Periódicas relacionadas con el sistema GDs.

La aislación de la contención, en las condiciones postuladas para este evento, no será afectada por cuanto es asegurada por el suministro no interrumpible.

Impacto sobre el combustible almacenado en las piletas

En este caso se cuenta con el suministro de corriente de emergencia que alimenta a los sistemas de refrigeración, instrumentación y control de temperatura, nivel, etc. El evento en consideración no produce una disminución de la capacidad de estos sistemas. En este caso, no se ve afectada la refrigeración de las piletas de elementos combustibles gastados, cuya alimentación eléctrica es asegurada.

Se suministran tres bombas, cada una con una capacidad de recirculación del 50% de la capacidad de la pileta de almacenamiento, dispuestas de forma tal de permitir flexibilidad operativa. Normalmente se utilizan dos bombas para circulación en la pileta de almacenamiento. La carga de enfriamiento inicial requiere solo una bomba para mantener la temperatura del agua de la pileta por debajo de los 32 °C. Sin embargo, y luego de aproximadamente un año de haberse comenzado el recambio estable de combustible, es necesario operar ambas bombas para mantener la temperatura del agua de la pileta por debajo de 32 °C. La falla de una de las bombas en esta etapa no provoca una temperatura de pileta superior a 50 °C, que es la temperatura máxima utilizada para el diseño estructural de la pileta.

En caso de una pérdida de energía Clase IV prolongada, una bomba puede conectarse al suministro de Clase III para mantener el enfriamiento del agua de pileta de almacenamiento, garantizando la refrigeración en el largo plazo.

En cuanto al efecto que este evento tendría sobre la MR de EC, en caso de producirse durante la utilización de la misma, se estimó que la refrigeración del elemento en gestión estará garantizada, ya que el suministro eléctrico de la MR es asegurado, permitiendo la finalización del recambio y/o transferencia.

Acciones implementadas o planificadas para mejorar la respuesta de los sistemas de seguridad

Se implementarán cambios de diseño relacionados con la seguridad y referidos a los sistemas de suministro eléctrico que serán implementados durante la parada de la central para la extensión de vida (2014 / 2016), los cuales implican las siguientes mejoras:

- Protecciones de la playa de 500 kV, protecciones de barra, de línea, protección falla interruptor (PFI), estas protecciones están en la etapa de compra de componentes.
- EPS: se instalara un nuevo EPS de una potencia superior a la actual, previéndose una potencia de 1000 kVA (dos equipos de 100%).
- Diesel de clase III: está previsto su remplazo, y el edificio tendrá una modificación consistente en el agregado de nuevos recintos junto al diesel donde se instalará el equipo de automatismo, de los diesel 1 y 3; en otro sector independiente se instalará el equipo de automatismo de los diesel 2 y 4.
- Se cambiará el lugar físico del centro del sistema de iluminación de planta (light center), dado que en el lugar actual, en caso de pérdida de agua del condensador, produciría la inundación y la salida de servicio de dicho sistema.

4.2.2.3.2. Pérdida de los suministros eléctricos externo e interno (SBO)

Ante la ocurrencia del SBO la parada de la planta está asegurada automáticamente por la actuación (a través de sus parámetros de disparo) de los dos sistemas de parada del reactor; el sistema de barras de corte (SDS1) y/o el sistema de inyección de gadolinio en el moderador (SDS2 Ambos sistemas de parada están diseñados para falla segura, de tal manera que si no hay suministro eléctrico los sistemas cumplirán su función respectivamente deteniendo el reactor.

En este evento se plantean condiciones en las cuales no se cuenta con los GD para el suministro de emergencia. Es decir que, en el escenario planteado, no se cuenta con la extracción de calor residual por el sistema de refrigeración en parada hacia el lago, mediante el sistema de agua de servicio. En este caso la refrigeración del reactor estará asegurada por el efecto termosifón producido en el SPTC. El calor será transferido de los GV y descargado a la atmósfera a través de las válvulas de descarga de vapor a la atmósfera (ASDV).

El agua necesaria para los GV será suministrada por gravedad alimentada desde el reservorio de agua ubicado en la parte superior de la contención (dousing). El inventario del dousing asegura la refrigeración del reactor por al menos 23 horas incluso bajo la asunción de que no hay ninguna acción del operador para controlar el flujo de suministro.

El agua de reposición al dousing y/o a los GVs será suministrada por las bombas del sistema de suministro de agua de emergencia (EWS) las cuales poseen motores diesel y están instaladas en una toma de agua independiente en el Lago Embalse, sumidero principal de la CNE.

Con acciones del operador sobre las válvulas (trabar abierta una MSSV) y actuar sobre las válvulas que conectan el ECCS y el EWS con el dousing, dicho inventario se puede llevar a 7 días. Se está elaborando un procedimiento operativo para eventos anormales (POEA), específico para este escenario.

El sistema EWS tiene calificación antisísmica y es probado rutinariamente. Además durante las paradas programadas de planta durante dos días se saca de servicio el sistema de agua de servicios y la refrigeración del núcleo se realiza mediante la alimentación del EWS. El equipo cuenta con un tanque de combustible que le permite una autonomía continua de 10 días de un motor a plena carga.

Las válvulas de aislación de la contención fallan cerradas tanto por falla de suministro eléctrico como de suministro de aire. Así la función de aislación de la contención considerando el SBO no será afectada.

El monitoreo de los parámetros críticos de seguridad estará asegurado utilizando energía desde las baterías. Las baterías pueden suministrar energía continuamente por ocho horas. Además, si bien en el escenario planteado se pierde la instrumentación luego de agotadas las baterías, se prevé implementar una mejora que alimentará los rectificadores para la carga de baterías a través de un GDM.

Impacto sobre el combustible almacenado en las piletas

Según la evaluación del impacto de este evento sobre el combustible almacenado en piletas, se perderá todo tipo de refrigeración del agua que cubre los EC almacenados, y teniendo en cuenta la potencia a disipar, se producirá el calentamiento continuo del agua hasta la temperatura de ebullición. Se ha estimado que en condiciones de SBO no se llegaría a la temperatura de 100 °C en menos de 72 horas (en la piletta con los EC en condiciones más desfavorables se ha estimado que se llega a esta temperatura en 3 días y 7 horas). Sin embargo, el descubrimiento de los EC comenzaría recién en 13 días aproximadamente, dando un tiempo suficiente para las contramedidas. Estas acciones serán parte de un procedimiento que está siendo preparado por el Titular de la Licencia. Por otro lado, el problema es solamente de extracción de calor residual de los EC gastados por cuanto en los EC de los reactores con uranio natural no existen posibilidades de re-criticidad que pudieran generar condiciones de calentamiento diferentes en presencia de agua liviana.

En cuanto a las mejoras en los sistemas de refrigeración, se prevé la reposición de agua, mediante conexión a una bomba desde el exterior del edificio de piletas. Esta mejora cubriría los requerimientos para el caso de SBO y de pérdida de sumideros de calor. La alimentación eléctrica se proveerá por la estrategia del GDM, a utilizarse en las mejoras mencionadas de reposición de agua del tanque de rociado (dousing). Está previsto implementarlo para fines del 2012.

En cuanto a la I&C, se instalarán mediciones de nivel y temperatura en la piletta de almacenamiento (independientes de la que existen en la actualidad en la sala de control principal), en la sala de control secundaria, con repetidor en sala de control principal y se alimentarán eléctricamente desde el Sistema de Energía de Emergencia (EPS). Está previsto implementarlo para fines del 2012

En cuanto a los sistemas pasivos, se revisaron los procedimientos de inspección y se identificaron las mejoras de carácter preventivo, que tienen impacto en la respuesta de los sistemas frente a eventos extremos. Un punto importante es el relacionado con los controles de componentes pasivos, como por ejemplo las cañerías rompe vacío/sifón de las piletas de EC. La mejora en los procedimientos y el aumento de la frecuencia de pruebas e inspecciones. Está previsto implementarlo para fines del 2012.

La evaluación sobre el impacto que este evento tendría sobre la MR de elementos combustibles, en caso de producirse durante la utilización de la misma, está en elaboración.

Acciones implementadas o planificadas para mejorar la respuesta de los sistemas de seguridad

GDM - Generador Diesel Móvil.

Se instalará un generador diesel móvil (GDM) de 550 kVA para alimentar las siguientes cargas consideradas imprescindibles en este evento:

- Las barras del EPS luego de la indisponibilidad de los dos equipos (100%).
- Una de las dos bombas del sistema anti incendio.
- Los rectificadores para la carga de baterías de las barras de energía de Clase I.

Esta mejora será implementada durante 2015.

Mejora en Piletas

- Se instalará una facilidad para conexión de autobomba desde el exterior del edificio de piletas para reposición de agua a la misma para los eventos de pérdida de refrigeración, circulación o SBO. Se programó implementarlo para fines del 2012.
- Se desarrollará un procedimiento de evento anormal para responder a la pérdida de refrigeración de la pileta y/o pérdida de inventario. Se incluirán en este procedimiento acciones y contingencias para monitorear el nivel de refrigerante y la temperatura de la pileta desde la sala de control secundaria en el supuesto de que la sala de control principal y la sala de la pileta sean inaccesibles. Se incluirán acciones para reposición de agua desde sistemas alternativos (ej: hidrantes del sistema anti-incendio o autobomba) en los eventos de pérdida de refrigeración prolongada o pérdida de inventario. Se programó implementarlo para fines del 2012.
- Se instalarán mediciones de nivel y temperatura en la pileta de almacenamiento (independientes de la que existen en la actualidad en la sala de control principal), en la sala de control secundaria con repetidor en sala de control principal que se alimentarán eléctricamente desde el Sistema de Energía de Emergencia (EPS). Se programó para el 2013.
- Se incorporó en el manual de operaciones la instrucción de Controlar una vez por turno la funcionalidad de las cañerías rompe vacío/sifón de las piletas de combustibles.

4.2.2.3.3. Pérdida de los sumideros de calor

En este escenario, se plantea la pérdida simultánea de los sistemas de agua de proceso y del sistema de suministro de agua de emergencia EWS. Según las condiciones planteadas, existiría suministro eléctrico externo, lo que garantiza el funcionamiento de algunos de los sistemas requeridos. En este caso la parada del reactor puede ser activada manualmente desde la sala de control principal. Si no es activada manualmente, la parada automática está garantizada por los parámetros de proceso (ej. alta temperatura del moderador, etc.).

La refrigeración del reactor, en la primera fase estará asegurada por el suministro de agua de emergencia desde el sistema de rociado (dousing) a los GV. La refrigeración del reactor, en la primera fase estará asegurada de forma similar al caso de SBO o al escenario de pérdida del último sumidero de calor primario o sistema de agua de servicio. La diferencia es que, en este caso, el suministro de agua de emergencia está también indisponible y los GV serían alimentados desde el inventario del dousing al quedar la válvula principal de seguridad de vapor (MSSV) abierta. Esta provisión de inventario desde el dousing se estima suficiente por al menos 23 horas.

Teniendo en cuenta que en este evento no se postula la pérdida del suministro eléctrico, tanto normal como de emergencia, la aislación de la contención y el monitoreo de los parámetros críticos de seguridad, no estarán directamente afectados o degradados en este evento.

Impacto sobre el combustible almacenado en las piletas

Los resultados de la evaluación del impacto del evento de SBO sobre el combustible almacenado en piletas, descritos en el punto anterior, resultan aplicables a este evento, es decir que la evolución esperada en la temperatura del agua y los tiempos disponibles son equivalentes para este caso. Las mejoras planificadas con los sistemas adicionales de reposición de agua resultan aplicables también.

En cuanto al efecto que este evento tendría sobre la MR de elementos combustibles, en caso de producirse durante la utilización de la misma, se podrá finalizar el recambio y/o transferencia a la pileta de EC, teniendo en cuenta que el suministro eléctrico no se pierde en las condiciones postuladas. Además, la aislación de la contención y el monitoreo de los parámetros críticos de seguridad no estarán degradados en este evento.

Acciones implementadas o planificadas para mejorar la respuesta de los sistemas de seguridad

- GDM - y sistemas complementarios de suministro y reposición de agua al reservorio del dousing y la pileta de EC. Esta estrategia, aplicable también en este evento, tiene características equivalentes a las que se indicaron en el evento de SBO, descripto anteriormente.

Adicionalmente contará con:

- el suministro de agua al reservorio del dousing (desde una toma de agua independiente) para prolongar su utilización más allá de las 23 horas, tiempo que se estima que se alcanza con el reservorio actual. Esta modificación debe garantizar la reposición de agua al reservorio del

dousing, teniendo en cuenta que en este caso no se cuenta con el suministro alternativo desde el EWS como en el caso del SBO.

- se está estudiando adicionalmente la posibilidad de instalar una conexión para autobomba mediante manguera a las líneas del ECCS y la operación de las válvulas 3432 V 182 y V 75 para posibilitar el agregado de agua al dousing para reposición a los GVs, esto permitirá la refrigeración más allá de las 72 horas requeridas como mínimo.

Esta mejora será implementada durante 2015.

4.2.2.3.4. Pérdida de los sumideros de calor coincidente con SBO

En este caso, el escenario planteado agrega el SBO al caso de pérdida de ambos sumideros. El reactor será detenido manualmente o automáticamente por uno de los dos sistemas de parada. El sumidero térmico será provisto por termosifón y el calor del SPTC será transferido a los GV y el vapor será liberado a la atmósfera vía las válvulas de descarga a la atmósfera.

La contención y el monitoreo de los parámetros de seguridad estará asegurada de la misma manera que en el caso del SBO.

En este escenario, el venteo por el alivio del secundario de los GV garantiza el enfriamiento. El caudal de reposición será aportado por el agua en el reservorio de dousing, impulsado por gravedad. El tiempo disponible sin considerar ayuda externa se estimó del orden de 23 horas, considerando el agua disponible en el dousing. A los efectos de asegurar la refrigeración por al menos 72 horas está previsto implementar las mejoras mencionadas para el evento SBO.

Por otro lado, el tiempo de duración estimado para las baterías es de 8 horas. Luego de su agotamiento, no se contará con el suministro eléctrico necesario para la instrumentación y el monitoreo de los parámetros críticos. Debido a esto, el monitoreo de los parámetros críticos de seguridad estarán degradados en este evento de SBO con pérdida total de los sumideros. Para esto se piensa implementar las mejoras mencionadas en los puntos anteriores, las cuales tienen efecto también en este caso.

Las válvulas de aislación de la contención fallan cerradas tanto por falla de suministro eléctrico como de suministro de aire. Así la función de aislación de la contención considerando el SBO no se afectará y permanecerá asegurada.

Impacto sobre el combustible almacenado en las piletas

Los resultados de la evaluación del impacto del evento de SBO sobre el combustible almacenado en piletas, según se describió en los puntos anteriores, resultan aplicables a este evento, es decir que la evolución esperada en la temperatura del agua y los tiempos disponibles son equivalentes en este caso. Las mejoras planificadas con los sistemas adicionales de reposición de agua resultan también aplicables.

La evaluación sobre el impacto que este evento tendría sobre la MR de elementos combustibles, en caso de producirse durante la utilización de la misma, está en proceso de elaboración.

Acciones implementadas o planificadas para mejorar la respuesta de los sistemas de seguridad

- GDM y los sistemas complementarios de suministro de agua. Esta estrategia es la relacionada con este evento. Las características que deberá cumplir se indicaron en el evento de SBO.

Adicionalmente contará con:

- el suministro de agua al reservorio del dousing para prolongar su utilización más allá de las 23 horas, tiempo que se estima que alcanza con el reservorio actual. La modificación debe garantizar la reposición de agua teniendo en cuenta que en este caso no se cuenta con el suministro del EWS.
- debido al agotamiento y/o pérdida total de baterías luego de las 8 h, se deben proveer los sistemas necesarios para extender el tiempo de las mismas previendo su recarga por los sistemas de emergencia.

Estas mejoras serán implementadas durante 2015.

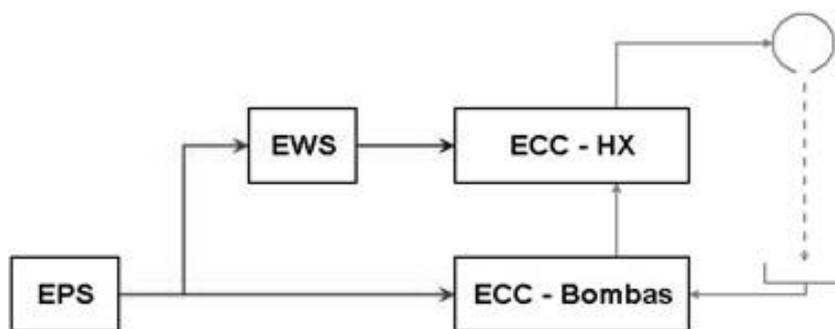
Mejoras a implementar en la capacidad y funciones de los sistemas EWS y EPS

Sistema EPS:

- Reemplazo de los actuales GD de 50 kW por otros generadores de capacidad mucho mayor (aprox. 1 MW). La mayor capacidad tiene por objeto proveer alimentación eléctrica sísmicamente calificada a las siguientes cargas adicionales:
 - Bombas 3432 PM1 / PM2 del ECC.
 - Bombas 3461 PM1 / PM2 del EWS.

Sistema EWS:

- Reemplazo de las bombas (accionadas por motores diesel) existentes por dos bombas eléctricas de mayor capacidad, alimentadas desde los generadores del EPS
- Duplicación de las válvulas 3461 PV7 y PV41
- La mayor capacidad de las bombas tiene por objeto proveer refrigeración sísmicamente calificada al Intercambiador de calor 3432 HX1 del ECCS.



4.2.3. ACTIVIDADES REALIZADAS POR EL REGULADOR

En el marco de las evaluaciones realizadas hasta el presente en las centrales nucleares argentinas, la ARN requirió al Titular de la Licencia una Evaluación Integral de la Seguridad teniendo en cuenta las enseñanzas que pudieran resultar aplicables, luego del accidente ocurrido en las unidades de la central nuclear de Fukushima. El objetivo es detectar eventuales debilidades e implementar las correspondientes mejoras para enfrentar situaciones accidentales extremas.

Esta solicitud de evaluación se formalizó mediante el envío al Titular de la Licencia del requerimiento regulatorio RQ-38. El objetivo de la evaluación requerida fue determinar los márgenes de seguridad existentes analizando el comportamiento de las centrales nucleares CNA I, CNA II y CNE, ante la ocurrencia de eventos extremos que provoquen consecuencias tales como la pérdida total de la alimentación eléctrica y el sumidero final de calor por un tiempo prolongado.

4.2.3.1. Requerimiento RQ-38: Descripción de los puntos relacionados con el diseño y los sistemas de seguridad

El requerimiento regulatorio incluye varios aspectos, entre los cuales, los incluidos en el punto 5. "Pérdida de las Funciones de Seguridad", coinciden las evaluaciones que se toman como referencia en este capítulo 2. Adicionalmente, otra información relacionada se incluye en otros puntos del RQ-38.

En el punto 5 del RQ-38 se requirió analizar el impacto de la pérdida del suministro eléctrico y del sumidero final de calor sobre las funciones de seguridad de la instalación. En cuanto a la pérdida del suministro eléctrico, se requirió evaluar las sucesivas pérdidas de los siguientes suministros:

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

Entre los análisis a realizar se requirió analizar la eventual ocurrencia de los siguientes eventos:

4.2.3.1.1. Pérdida de suministro eléctrico externo (LOOP, Loss of Off Site Power)

En este caso se requirió considerar condiciones tales como:

- Pérdida total de la alimentación eléctrica externa por tiempo prolongado y que el emplazamiento permanece aislado durante 72 horas respecto de la posibilidad de suministro de material pesado por cualquier medio de transporte. Se supone que los equipos portátiles ligeros podrían llegar al emplazamiento transcurridas 24 horas de iniciado el evento.

Evaluando lo siguiente:

- Las características del diseño actual frente al evento LOOP, así como los sistemas de suministro eléctrico interno diseñados para hacer frente al mismo.
- El tiempo durante el cual los mencionados suministros eléctricos internos podrían funcionar sin ningún tipo de apoyo exterior.
- Las acciones que son necesarias y están previstas para prolongar el tiempo de funcionamiento de los equipos de suministro de energía eléctrica interna (por ejemplo relleno de los tanques de combustible de los generadores diesel, etc.).
- Posibles medidas a adoptar para aumentar la robustez de la planta, tales como modificación de sistemas, modificación de procedimientos, disposiciones organizativas, etc.

4.2.3.1.2. Pérdida de los suministros eléctricos externo e interno (SBO, Station Black Out)

Las siguientes dos situaciones deben ser consideradas en estos análisis:

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

Para cada una de estas situaciones se requirió:

- Proporcionar información sobre las medidas previstas en el diseño para estos escenarios accidentales.
- Proporcionar información sobre la capacidad de las baterías y su duración. Analizar las consecuencias de la pérdida total de las mismas.
- Indicar por cuánto tiempo la central puede soportar un SBO sin ningún apoyo externo antes de que sea inevitable la ocurrencia de daño severo al combustible.
- Indicar las acciones externas previstas para evitar el daño al combustible.
- Identificar las posibles situaciones límite que podrían ocurrir, indicando las medidas adicionales que podrían ser incorporadas para evitar sus efectos o para aumentar la robustez de la planta (modificaciones de sistemas, modificación de procedimientos, disposiciones organizativas, etc.).

4.2.3.1.3. Pérdida de los sumideros de calor

El sumidero final de calor es el medio al cual se transfiere en última instancia el calor residual del reactor. Se requirió considerar, en la evaluación, la pérdida secuencial de estos sumideros disponibles para refrigerar el reactor y la piletta de combustible en cualquier circunstancia.

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

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

Para dichos escenarios, se requirió:

- Indicar por cuánto tiempo la central podría soportar la situación sin ayuda externa antes de que sea inevitable un daño severo al combustible.
- Proporcionar información sobre las previsiones existentes en el diseño y las acciones internas a realizar para cada uno de los mencionados escenarios.
- Indicar las acciones externas previstas para evitar daños en el combustible.
- Identificar las posibles situaciones límite que podrían producirse, indicando las medidas adicionales que podrían ser incorporadas para evitar sus efectos o para aumentar la robustez de la planta (modificaciones de sistemas, modificación de procedimientos, disposiciones organizativas, etc.).

4.2.3.1.4. Pérdida de los sumideros de calor coincidente con SBO

Se requirió evaluar:

- Por cuánto tiempo la central puede soportar una pérdida de todos los sumideros de calor coincidente con un SBO, sin ningún apoyo externo, y antes que sea inevitable el daño severo del combustible.
- las previsiones existentes en el diseño y las acciones internas a realizar para cada uno de los mencionados escenarios.
- Indicar las acciones externas previstas para evitar daños en el combustible.
- Identificar las posibles situaciones límite que podrían producirse, y cuándo estas ocurrirían, indicando las medidas adicionales que podrían ser incorporadas para evitar sus efectos o para aumentar la robustez de la planta (modificaciones de sistemas, modificación de procedimientos, disposiciones organizativas, etc.).

4.2.3.2. Evaluación de los resultados

La información generada como respuesta al requerimiento RQ-38, en relación a los puntos relacionados con el diseño y los sistemas de seguridad, se presenta en el punto 4.2.2. Esta información fue revisada y evaluada por la ARN, y se presentan los aspectos más importantes de las actividades desarrolladas por el Titular de la Licencia en cada caso.

En cuanto a la evaluación de los resultados, por un lado se tuvieron en cuenta las características previstas por el diseño actual de las instalaciones, y los resultados determinísticos disponibles, para verificar el desempeño que se espera de cada uno de los sistemas de seguridad, como respuesta a los eventos postulados. Esta verificación se pudo realizar hasta la identificación de las debilidades de los sistemas en cada caso, conducente a una secuencia accidental hacia el accidente severo.

En los casos de las secuencias accidentales identificadas con debilidades del diseño actual, se están evaluando las mejoras propuestas para los sistemas actuales o los nuevos sistemas y mejoras proyectados. Asimismo, se pudieron identificar tópicos sobre los cuales se requiere continuar la evaluación.

En cuanto a las alternativas de mejora, se han concentrado en sistemas adicionales de suministro eléctrico, cubriendo potenciales fallas de los sistemas actuales, y adicionalmente, en algunos casos se requieren nuevas alternativas de suministro de agua que replacen a los sumideros actuales de las instalaciones en caso de ser necesario.

4.2.3.3. Conclusiones

Se resumen los resultados y conclusiones que pudieron ser derivados en base a las evaluaciones presentadas en el punto 4.2.2, para el análisis de la pérdida de las funciones de seguridad, y para cada una de las diferentes instalaciones consideradas.

Eventos de pérdida de funciones evaluados:

- A. suministro eléctrico externo (LOOP)
- B. suministros eléctricos externo e interno (SBO)
- C. sumideros de calor
- D. sumideros de calor coincidente con SBO

4.2.3.3.1. CNA I

En el caso de la CNA I se identificaron debilidades frente a los eventos B, C y D. En estos casos, la implementación de la estrategia de rampa de enfriamiento desde el secundario de los GV, juntamente con la implementación de la utilización de un GDM, permitirán cubrir las debilidades halladas con una nueva alternativa que, eventualmente podrá reemplazar los sumideros actuales cubriendo el escenario de SBO y/o pérdida de los sumideros de calor.

En cuanto a los EC utilizados y almacenados en piletas, las estimaciones indican que, aún en las peores condiciones de SBO y/o pérdida del sumidero de calor, se tiene un tiempo mayor a las 72 horas para el comienzo de ebullición del agua de la pileta y el descubrimiento de dichos ECs ocurrirá luego de transcurridos varios días adicionales. La estrategia de incluir el sistema GDM y las facilidades de suministro adicional de agua se empleará para la reposición de agua a largo plazo, en caso de eventos más allá de la base de diseño.

Asimismo, se identificaron puntos sobre los cuales se requirieron nuevas evaluaciones. Por ejemplo, la posibilidad de tener ECs irradiados en el interior de la MR. En este caso, en situación de SBO, podría resultar en daño de los EC en los casos B y D. Hasta el momento de la confección de este informe por el Titular de la Licencia no había finalizado dichas evaluaciones. No obstante, en base a estimaciones preliminares es posible inferir que la refrigeración de los EC no estaría garantizada más allá de las 2 horas de ocurrido el evento. A los efectos de asegurar la refrigeración por al menos 72 horas, se está evaluando alimentar eléctricamente a la MR desde el mencionado GDM.

4.2.3.3.2. CNA II

En el caso de la CNA II se han identificado debilidades frente a los eventos B, C y D. En estos casos, la implementación de la estrategia de un GDM para reemplazar al menos uno de los GD de emergencia se considera satisfactoria para descartar escenarios de daño al núcleo, identificados en la base de diseño de la CNA II.

En el caso de los eventos B y D, donde se considera situación de SBO, resulta necesario prolongar el suministro de agua a los GV's, más allá de 0,5 hora, en la que se estima se agotará la reserva de agua existente en los mismos. Una vez completadas las mejoras propuestas, ambos escenarios estarán adecuadamente cubiertos. Entre las mejoras previstas para enfrentar escenarios B y D (SBO), cabe mencionar: el cambio de diseño para tener al menos dos GD refrigerados por un sistema de torre de enfriamiento, la implementación del GDM que pueda sustituir a las baterías luego de las 4 horas y alimentar al suministro de agua a los GV desde el sistema LA.

Además, esta estrategia también está prevista para ser utilizada ante la ocurrencia del evento C. Dicha estrategia prevé la implementación de un procedimiento de operación en emergencia para evitar el llenado del presurizador y la apertura de la válvula de seguridad en el comienzo del transitorio. En todos los casos (B, C y D), la refrigeración a largo plazo estará asegurada mediante el GDM y el suministro de agua desde un reservorio alternativo. Se está evaluando la posibilidad de que dicho reservorio este constituido por tomas de agua desde la napa subterránea. Está previsto implementar esta mejora para fines de 2014.

La estrategia del GDM y el suministro de agua alternativo también se utilizaría para la reposición del agua en las piletas de EC gastados. En este caso, el margen de tiempo fue estimado conservativamente en más de 30 horas.

En cuanto al impacto de los eventos de SBO, B y D, sobre los EC's que permanecen en el interior de la MR, hasta la emisión de este informe el Titular de la Licencia no finalizó las evaluaciones.

4.2.3.3.3. CNE

En el caso de la CNE se han identificado debilidades frente a los eventos B, C y D. En el caso del evento de SBO (B), si bien la refrigeración a largo plazo estaría garantizada por el suministro de agua a los GV's desde el sistema EWS, se prevé el agotamiento de las baterías en 8 horas. Esto afectará a la instrumentación y monitoreo. Entre las mejoras propuestas, el agregado de un GDM permitirá reemplazar, entre otras funciones, este suministro.

Las debilidades identificadas para los eventos C y D está previsto resolverlas con un GDM, que adicionalmente alimente a una bomba de reposición de agua del reservorio al tanque de rociado (dousing). Esto permitirá prolongar la refrigeración mas allá de las 23 horas, para cumplir con lo requerido, es decir durante 72 horas como mínimo.

En cuanto a los EC almacenados en pileta, las evaluaciones indican tiempos característicos similares a los mencionados para CNA I, en los casos de SBO y de pérdida de sumideros, B, C y D. La modificación al diseño prevé un sistema adicional para la compensación de agua en la pileta, en las condiciones extremas de SBO y/o pérdida de sumideros.

Adicionalmente, se identificaron puntos sobre los cuales se requirieron nuevas evaluaciones al Titular de la Licencia, como por ejemplo la posibilidad de tener EC's irradiados en el interior de la MR, durante el comienzo de los eventos analizados. La evaluación sobre el impacto que este evento tendría sobre la integridad de los EC alojados en la MR, en caso de producirse durante la utilización de la misma, está en proceso de elaboración.

4.3. GESTIÓN DE ACCIDENTES SEVEROS

4.3.1. INTRODUCCIÓN

La ARN requirió al Titular de la Licencia (NA-SA) el desarrollo de un Programa de Gestión de Accidentes Severos (PGAS) para las centrales nucleares argentinas en operación (CNA I y CNE). Para el caso particular de la CNA I, en una primera etapa se definieron los objetivos y el alcance del PGAS, tomando como referencia, tanto lineamientos internacionales como aspectos particulares de planta.

En esta sección son mostradas las acciones de mitigación previstas para evitar la liberación de grandes cantidades de material radiactivo en caso de daño severo en el reactor y en las piletas de almacenamiento de combustible gastado. Los temas considerados son el desarrollo de escenarios de accidentes severos, el desarrollo y validación de procedimientos, la disponibilidad de equipos, entrenamiento y recursos del personal requerido, los resultados de las revisiones de las acciones de manejo de accidente severo y las mejoras propuestas como resultado de la evaluación de resistencia (ver Anexo I).

4.3.1.1. Actividades realizadas por el Titular de la Licencia

4.3.1.1.1. Central Nuclear Atucha I

Respecto de la información disponible para el desarrollo del PGAS, los estudios probabilísticos aportaron un enfoque sistemático de las vulnerabilidades de la planta. La CNA I dispone de un APS Nivel 1 actualizado, donde se incorporaron la experiencia operativa de la planta y nuevos estudios determinísticos. Por tratarse CNA I de una planta en operación con un diseño único, no se contaba con procedimientos y guías de manejo de accidentes de plantas similares aplicables.

Además, no existía un modelo de la evolución de la planta en el hipotético caso de un accidente severo. Por ello, una de las tareas de mayor interés para este programa, fue el desarrollo de dicho modelo. A partir del mismo es posible analizar la evolución de la planta en distintos escenarios accidentales luego de la fusión del núcleo, y evaluar la eficacia de las estrategias de mitigación (refrigeración del núcleo fundido, venteo de la contención, limitación de las emisiones, etc.).

El modelo de planta de la CNA I se realizó con el código MELCOR, que es uno de los códigos más utilizados para simular la progresión del accidente a partir de la fusión del núcleo.

Por otra parte hasta la fecha, se han desarrollado algunas estrategias preventivas. El avance en la implementación de las mismas varía de un caso a otro. En algunos casos se han aprobado las instrucciones de planta y las mismas se han incluido en el plan de capacitación de los operadores.

4.3.1.1.1.1. Medidas de gestión de accidentes actualmente disponibles para la protección del núcleo en las distintas etapas de un escenario de pérdida de la función de refrigeración del mismo

Dentro del PGAS se formularon distintas estrategias, principalmente preventivas, para el manejo de los escenarios accidentales considerados. En general dichas estrategias señalan una secuencia accidental, o un grupo de secuencias accidentales, que llevan a la pérdida de una función de seguridad, y a la aplicabilidad de una estrategia. En el campo de las medidas de mitigación, se señalan escenarios para los cuales dichas medidas son aplicables, independientemente del camino para alcanzar este escenario.

4.3.1.1.1.1.1. Medidas antes del inicio del daño al combustible

Las estrategias preventivas planteadas para evitar daño al núcleo están relacionadas con la pérdida de la función de refrigeración. Se analizan los siguientes casos:

1. Reposición de inventario en el primario con el sistema de control de presión e inventario (TA) en condiciones de LOCA pequeño con distintas alternativas de cambios de diseño.
2. Suministro de agua a los GV mediante el sistema segundo sumidero de calor (SSC / RX) en distintos escenarios accidentales.

3. Estrategia para escenario de SBO: Establecer un mecanismo de refrigeración del núcleo, evitando el ingreso de aire al circuito primario desde el sistema de inyección de boro (TB).
4. Estrategia para falla del Suministro de corriente continua 220 VCC.
5. Estrategia para disminución de tensión de corriente continua de 24 VCC.

La estrategia planteada en el Caso 1, es aplicable a escenarios de LOCA pequeño, combinada con la falla o inhabilitación del sistema de inyección de agua de baja presión (TJ-BP), y plantea la posibilidad de inyectar agua liviana con el sistema de control de presión e inventario (TA). Se han propuesto dos alternativas posibles, cuya aplicación depende de la disponibilidad de suministro eléctrico normal o asegurado y se cubren escenarios de LOCA caracterizados por tamaños de rotura de hasta 10 cm². La segunda alternativa, que permite inyectar agua usando las tres bombas del sistema TA, es efectiva para LOCAs producidos por roturas de hasta 20 cm².

La estrategia planteada en el Caso 2, apunta a recuperar la capacidad del SSC, en un escenario de falla de la remoción de calor, y del sistema de agua de alimentación / remoción de calor residual (RL/RR), como por ejemplo la rotura catastrófica del tanque de agua de alimentación, combinada con falla o agotamiento del SSC.

Las fallas del SSC a las que se apunta con las mencionadas estrategias, son la indisponibilidad del depósito de agua del SSC, por agotamiento del inventario del mismo, o debido a falla de las bombas del SSC (RX01/02D01). Ver *Figura 4-45*.

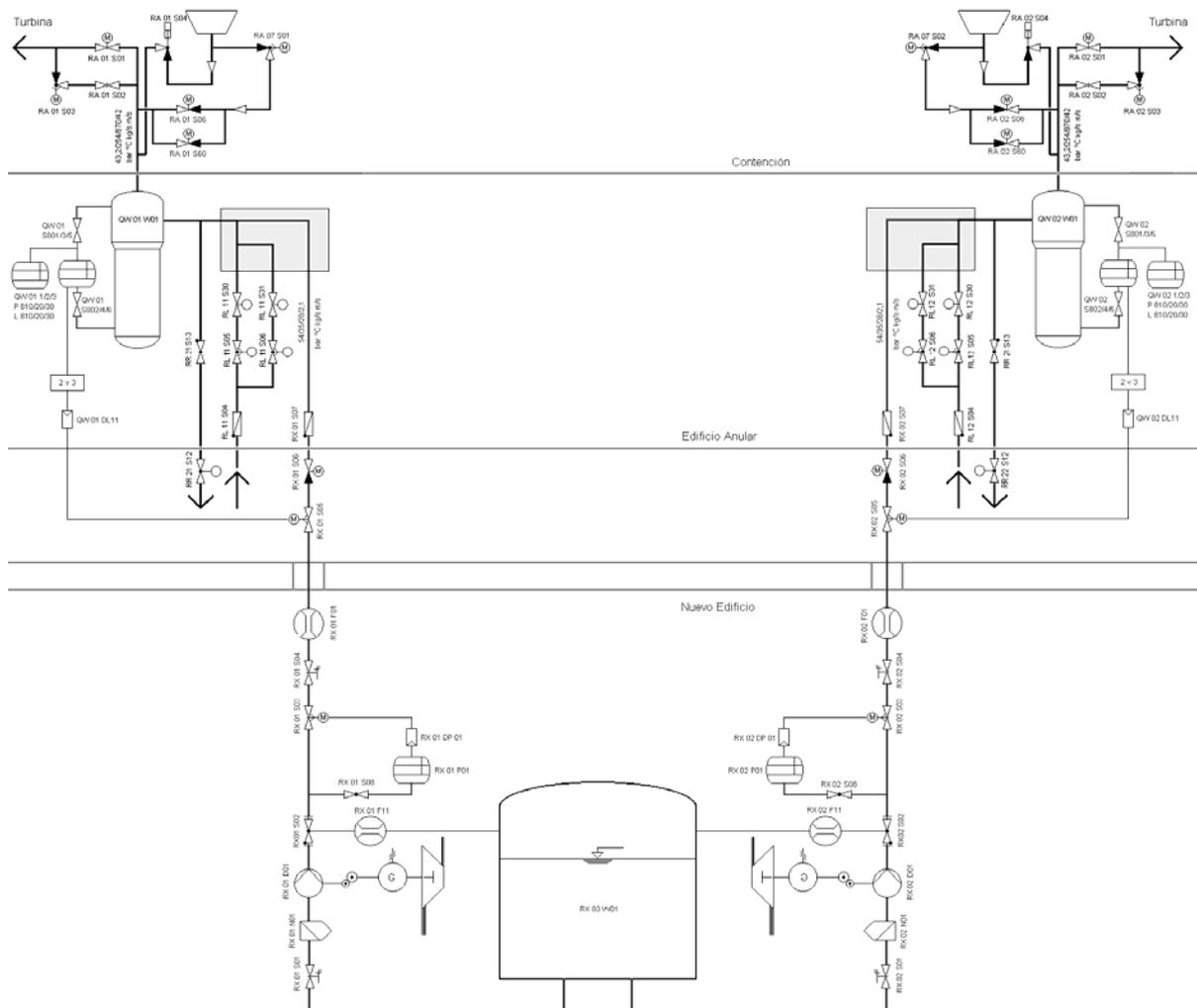


Figura 4-45: Esquema del sistema segundo sumidero de calor (SSC).

La estrategia se basa en tomar agua de las piletas de agua desmineralizada (UA00B03/B04). El caudal será impulsado por bombas existentes, empleando una cañería de instalación fija con una

4.3.1.1.1.2. Medidas luego de la ocurrencia del daño al combustible

Fenomenología del accidente severo

Como fue mencionado previamente, a partir de una secuencia de SBO, se realizó una comparación cualitativa de la evolución de la fenomenología de degradación del núcleo de la CNA I a partir de los resultados de CNA II.

A continuación se resumen los aspectos relevantes de dicho estudio.

Características generales

Las características de CNA I consideradas particulares del diseño y relevantes para el accidente severo "in-vessel" (etapa dentro del recipiente de presión -RPV-) se sintetizan a continuación:

- **Elementos combustibles dentro de canales refrigerantes**

Cada uno de los elementos combustibles del núcleo se aloja dentro de un tubo vertical de zircaloy (o canal refrigerante) por el interior del cual circula el agua refrigerante del SPTC, mientras que por el exterior circula el agua del sistema moderador. Esta particularidad en el diseño, en donde los combustibles no se disponen uno a continuación del otro como en un PWR o BWR, sino que se ubican dentro de canales verticales separados, influye directamente en la evolución del accidente severo.

En primer lugar, una disposición geométrica distinta modifica los patrones de flujo esperados desde el punto de vista termohidráulico. Además, la presencia de canales refrigerantes representa masa adicional de zircaloy que puede ser oxidada (generando calor e hidrógeno) y que interviene en el proceso de degradación del núcleo.

Por otro lado, la separación física que imponen estos canales entre agua del sistema moderador y del SPTC también influye en la evolución del accidente. Es así que podrían plantearse posibles escenarios de degradación diferentes de acuerdo al nivel de agua en el tanque del moderador al inicio de dicha degradación; siendo necesario investigar cuál de dichos escenarios es más probable que ocurra en un caso real.

- **Canales refrigerantes separados**

Además de que cada elemento combustible se ubica dentro de un canal de aproximadamente 10 cm de diámetro, es importante destacar que estos canales están separados por una distancia entre centros de alrededor de 25 cm. Por consiguiente, el núcleo cuenta con un arreglo de elementos combustibles espaciados, a diferencia de los núcleos compactos de PWR o BWR. En consecuencia no se espera una evolución de la degradación del núcleo que involucre la formación de bolsones de material fundido (molten pools) como sucedió para el accidente en la central nuclear Tree Mile Island (TMI-2). Esto se debe a que el área de pasaje en el moderador es grande, lo cual no permite que el material que se funde y resolidifica en posiciones inferiores forme una costra de material que soporte al material fundido. Es esperable, en cambio, un proceso de degradación en el que el material fundido o los escombros del núcleo se depositan en el fondo del tanque moderador.

- **Volumen de agua pesada en el moderador**

La gran cantidad de agua pesada disponible en el tanque del moderador funciona como un importante sumidero de calor, influyendo directamente en la evolución del accidente severo. Esta característica es determinante para la etapa que se desarrolla dentro del RPV (in-vessel) del accidente severo, pues impone un proceso de degradación del núcleo lento, con rampas de calentamiento bajas.

- **Barras de control insertadas en el volumen del moderador**

Las barras de control (29 barras) se insertan en el moderador, con un cierto ángulo respecto de la vertical para permitir el movimiento de la MR de elementos combustibles. Esta disposición es bien diferente a la típica de reactores PWR o BWR, en los cuales las barras de control se insertan verticalmente y muy próximas a los EC, y cumplen un papel importante en el proceso de degradación. Las barras de control son por lo general los primeros componentes en fundirse, y a medida que relocalizan a posiciones inferiores del núcleo interactúan con el resto de los componentes transfiriendo calor y formando eutécticos que pueden fundir a temperaturas menores que la de los componentes, o formando bloqueos que impiden el pasaje de fluido y retienen el material fundido que relocaliza desde posiciones superiores. Debido a que las barras de control se encuentran inmersas en el tanque

moderador, relativamente lejos de los combustibles, estas no tienen relevancia y su influencia es limitada en el proceso de degradación. Además, no representan una cantidad de material importante respecto a la masa de los elementos combustibles y los canales refrigerantes

- **Re-criticidad no relevante en caso de reinundación de núcleo**

En caso de considerarse como medida de mitigación del accidente severo la reinundación del núcleo en proceso de degradación, es importante mencionar que la posible re-criticidad del núcleo no es un riesgo que se plantee en la CNA I ya que, además de operar con un exceso de reactividad pequeño comparado con otros diseños, posee combustible de uranio levemente enriquecido (0,85% en peso de ^{235}U) y requiere agua pesada como moderador para su funcionamiento. En caso de accidente, los sistemas de inyección de emergencia inyectan agua liviana, con lo que no es posible recuperar la condición de criticidad en el núcleo. Si la reinundación del núcleo se realizara por medios externos también se inyectaría agua liviana, con lo cual aún en este caso la re-criticidad del núcleo no sería posible.

- **Cuerpos de relleno**

Los cuerpos de relleno son grandes piezas de acero colocadas en el cabezal superior e inferior del RPV, con el objetivo de reducir la cantidad de agua pesada necesaria en el sistema primario. Los cuerpos de relleno cumplen un papel muy importante en la progresión del accidente severo ya que la gran cantidad de masa de acero que forma parte de los mismos funciona como un repositorio de energía. En este sentido, los cuerpos de relleno inferiores son los que cumplen un rol más relevante, ya que luego de la relocalización del material fundido al plenum inferior cuando se produce la rotura del fondo del tanque del moderador, una buena parte de la potencia de decaimiento se transferirá a dichos cuerpos, demorando en consecuencia la falla del RPV. Esta característica del diseño representa una ventaja desde el punto de vista de la progresión de un accidente severo.

4.3.1.1.1.3. Comparación de parámetros en CNA I y CNA II

Haciendo una comparación de temperaturas, presiones y caudales de operación normal entre las CNA I y CNA II se infiere que ante la ocurrencia de un SBO, las condiciones iniciales de temperatura y presión en los sistemas SPTC, moderador y secundario son similares en ambas plantas.

En la *Tabla 4-7* se comparan parámetros de diseño importantes para el cálculo termohidráulico de la progresión del accidente severo dentro del RPV y antes de la rotura del mismo. Dado que geoméricamente los canales refrigerantes y elementos combustibles de CNA I y CNA II son similares, y además las potencias promedio por canal y por barra, así como también las áreas de pasaje de flujo por canal son similares, se puede concluir que los parámetros termohidráulicos para un canal representativo promedio son similares. Por lo tanto, dado que las condiciones iniciales de operación son semejantes también, es esperable que la evolución termohidráulica dentro del RPV de una secuencia accidental del tipo SBO determinada, sea similar tanto en CNA I como en CNA II.

	CNA I	CNA II	Relación CNA I/CNA II
Cantidad de canales refrigerantes	250	451	0,55
Longitud activa [m]	5,3	5,3	1,00
Potencia total [MW]	1180	2160	0,55
Cantidad total de barras combustibles	9106	16687	0,55
Potencia por barra [kW]	130	130	1,00
Potencia lineal promedio [W/cm]	232	244	0,95
Potencia por canal [MW]	4,7	4,8	0,98
Diámetro de canal [mm]	120	112	1,07
Pitch entre canales [mm]	272	272	1,00
Área del tanque del moderador [m ²]	16,4	28,3	0,58
Área de moderador por canal [m ²]	0,065	0,063	1,04
Masa de agua en Moderador [t]	119	206	0,58
Masa de agua en Sistema Primario [t]	88	172	0,51
Masa de agua en los GV [t]	16	46	0,34
Masa de UO ₂ [t]	44	97	0,46
Masa de UO ₂ por canal [kg]	180	220	0,82
Masa de Zry [t]	19	28	0,65
Masa de Acero en región de degradación [t]	213	616	0,35
Relación Potencia total/Masa agua (primario + moderador + GV) [W/kg]	530	510	1,04

Tabla 4-7: Comparación de parámetros característicos en CNA I y CNA II.

Síntesis de parámetros característicos estimados para CNA I

En la Tabla 4-8 se presentan los parámetros característicos de un accidente severo tipo SBO en CNA I; tomado como referencia el equivalente de CNA II.

Secuencia accidental tipo Blackout: Condiciones idénticas a la secuencia referencia de CNA II		
Parámetro	Valor CNA II (Melcor)	Valor CNA I (Estimado)
Tiempo de inicio del descubrimiento núcleo	2,9 h	~ 3 h
Tiempo de inicio de la degradación	5,3 h	~ 5 h
Tiempo de falla fondo tanque moderador	11,3 h	~ 11 h
Tiempo de falla recipiente de presión	23,8 h	~ 24 h
Rampa de calentamiento núcleo	0,1 °K/s	~ 0,1 °K/s
Porcentaje de Zry oxidado	50 %	~ 50 %
Producción H ₂ por oxidación Zry	600 kg	~ 390 kg
Producción total H ₂	800 kg	~ 460 kg

Tabla 4-8: Parámetros característicos estimados para CNA I – SBO idéntico al postulado en la secuencia de referencia de CNA II.

4.3.1.1.1.4. Conclusiones

- En términos generales, se espera que la progresión de un accidente severo del tipo SBO en CNA I para la etapa que transcurre dentro del RPV sea lenta y, en consecuencia, con tiempos característicos largos. La degradación del núcleo se demorará principalmente debido a la existencia del sistema moderador, que representa un importante sumidero de calor. Luego de la relocalización del material fundido en el cabezal inferior del recipiente, la falla del mismo se retrasa considerablemente debido a la presencia de los cuerpos de relleno, a los cuales se transfiere una parte importante de la energía generada por decaimiento.
- La rampa de calentamiento del combustible luego de su descubrimiento se estima que será del orden de 0,1 °K/s dado que las potencias generadas por canal son similares para ambas plantas. Cabe destacar que este parámetro es uno de los más importantes para caracterizar la progresión del accidente severo dentro del RPV y el valor estimado implicará un calentamiento lento del combustible, y más tiempo para alcanzar la oxidación del zircaloy del núcleo.
- No se prevé un proceso de degradación de núcleo con formación de un bolsón de material fundido (molten pool) como ocurrió en el accidente de TMI-2, debido a la presencia de los canales refrigerantes y al espaciamiento de los elementos combustibles entre sí.
- La producción total de hidrógeno antes de la rotura del RPV para un accidente severo de este tipo se estima que será del orden de 460 kg, con aproximadamente el 50% del total de zircaloy del núcleo oxidado.

El modelo específico para la CNA I con el código MELCOR está en etapa de desarrollo y se prevé su finalización para fines de 2012.

Para la misma secuencia de SBO se cuenta con una comparación entre el comportamiento de CNA II (PHWR) y un reactor PWR de diseño alemán de potencia similar. La conclusión de dicho estudio es que el tiempo calculado hasta la rotura del RPV para CNA II es cinco veces mayor que la estimada para la planta alemana.

Una vez que se tiene evidencia del deterioro de una de las barreras de confinamiento, en general al constatar el fracaso de la estrategia preventiva, está previsto que el personal de la planta, siguiendo el concepto de defensa en profundidad, implemente estrategias que preserven la integridad de la siguiente barrera.

La siguiente estrategia analizada consiste en la refrigeración del lado externo del RPV, cuando ya se esté en condiciones de daño importante al núcleo. Esta estrategia y su efectividad, incluyendo las guías de gestión de accidente severo, están actualmente en desarrollo y análisis para CNA II. El análisis de la efectividad para CNA II se completaría a fines de 2012. Finalmente está previsto analizar su aplicabilidad a la CNA I y los eventuales cambios de diseño necesarios para proveer el agua de refrigeración que se prevé completar en 2015.

4.3.1.1.1.2. Medidas de gestión de accidentes y las características de diseño de la planta para la protección de la integridad de la función de confinamiento tras la ocurrencia del daño al combustible.

Protección del RPV

Como se indicó el ítem precedente, en la CNA II se está evaluando la refrigeración del RPV desde el exterior como forma de proteger la misma. Además, para la CNA I se han evaluado los tiempos de la progresión de la fusión hasta alcanzar un compromiso para la integridad del RPV. Se esperan los resultados de CNA II para analizar una estrategia equivalente en CNA I.

Prevención de la deflagración y detonación de hidrógeno, considerando la capacidad real de venteo de la contención

El Titular de la Licencia ha decidido incorporar recombinadores pasivos autocatalíticos (PARS, Passive Autocathalitic Recombiners System) para aumentar y garantizar la función de contención. Actualmente, se ha contratado a la empresa AREVA para determinar las especificaciones de dichos recombinadores y su ubicación en la planta.

A fines del primer semestre de 2012, está previsto disponer de los resultados de los análisis para determinar su ubicación y cantidad (se estima que se requerirían instalar entre 30 y 40 PARS), ya que su instalación depende de la geometría y liberación de H₂ dentro de la contención.

Se prevé que la ingeniería de detalle y los procedimientos requeridos se completen hacia fines de 2013. Si bien el número de equipos se determinará con la ingeniería de detalle, por la experiencia adquirida en CNA II, La instalación de dichos equipos está prevista que se complete hacia fines de 2014.

Prevención de sobrepresión en la contención

A continuación se detallan aspectos relacionados con la prevención de sobrepresión en la contención:

a) Modelo de Contención de CNA I

Se ha desarrollado un modelo de simulación de la contención de la CNA I para realizar estudios de escenarios accidentales en el marco del PGAS. El modelo de simulación numérica se ejecuta con la ayuda del código de cálculo MELCOR.

Se ha realizado un estudio sobre la estabilización del modelo de la contención de CNA I en el cual se concluye que todas las presiones y temperaturas están estables y los flujos se estabilizan en los primeros segundos. Los flujos se estabilizan con caudales nulos, salvo los pertenecientes a las subdivisiones hechas en el recinto de la esfera de acero, donde por las diferencias del calor aportadas por el blindaje biológico (pared de hormigón) se producen flujos constantes. Estos flujos aportan un mayor enfriamiento a las estructuras del cilindro biológico.

El modelo está en proceso de revisión a la luz de los resultados de CNA II y se prevé completarlo durante 2013.

b) Estrategia

Respecto a la estrategia a tomar para el manejo de la contención, se están esperando los resultados finales realizados para CNA II, los cuales se aplicarán a CNA I por la similitud entre ambas centrales.

Los análisis realizados para CNA II en el APS nivel 2 muestran un aumento de presión en la contención que en ningún caso supera la presión de diseño. Esto se debe principalmente a la muy baja relación potencia / volumen libre existente en la contención. Esto permite concluir que no se necesita venteo de la contención. Los mencionados accidentes severos son aquellos que resultan de las secuencias que conducen a fusión de núcleo a partir de los eventos base de diseño. En base a la comparación entre ambas centrales realizado en un punto anterior se espera un resultado similar para la CNA I.

Además, se está evaluando la implementación de las siguientes estrategias para disminuir la presión de la contención durante accidentes severos:

- desde el exterior por medio de la ventilación del recinto anular (espacio entre la esfera de acero y la pared de hormigón del blindaje biológico).
- desde su interior por recirculación de aire utilizando los sistemas propios de ventilación.

Las evaluaciones relacionadas con las mencionadas estrategias se realizaron considerando que la contención se ha cerrado por acción del sistema de protección (señal NZ54) y la verificación del cierre ha sido realizada por el operador en las etapas iniciales del accidente. Ante un escenario en el cuál la presión interna se incrementa continuamente, está previsto el control de dicha presión mediante la ventilación en barrido del recinto anular de manera de favorecer el enfriamiento de la esfera. Si esta acción no consigue evitar que la presión supere el valor de diseño, está previsto ventear manualmente la contención antes que se produzca la falla de la misma.

Se dispone de datos y simulaciones realizadas para otras plantas similares de diseño KWU así como simulaciones con modelos simplificados de la CNA I. A partir de esa información se evaluaron las dos posibles opciones para disminuir la presión de la contención arriba mencionada. Su implementación se definirá cuando se disponga de los resultados del modelo de progresión de accidentes prevista para 2013.

Prevención de re-criticidad

El sistema de corte del reactor por barras está constituido por las 24 barras de control hafnio de (barras negras) con un valor de reactividad de 80 mk y está diseñado para que ante la señal de corte del reactor se produzca la caída de las barras por acción de la gravedad, en un tiempo de 3 s al interrumpirse la corriente que energiza las bobinas de sujeción de las mismas. La efectividad del sistema de corte por barras cubre todas las variaciones de reactividad y garantiza la subcriticidad del núcleo para cualquier estado en que se encuentre la planta.

Además, en caso de un LOCA grande (rotura tipo guillotina), debido a la velocidad de corte que se necesita, se demanda la actuación del segundo sistema de extinción mediante inyección de boro (TB) al moderador, con un retardo menor a 500 ms.

Se efectuaron estudios de evaluación de criticidad, cuyos resultados más relevantes fueron los siguientes:

- Cálculos de Niveles de Subcriticidad en las piletas de Almacenamiento de Combustible Irrradiado de Atucha I: se demuestra que en las piletas de la CNA I no existe riesgo de criticidad para elementos combustibles ULE al 0,85% de enriquecimiento considerando conservativamente una cantidad infinita de elementos combustibles frescos.
- Verificación de los Cálculos de Criticidad de la Pileta de Atucha I realizados con el código MCNP (Monte Carlo N-Particle transport) para una selección de casos de referencia experimentales: se concluyó que los márgenes de seguridad para las piletas, calculados en forma en extremo conservativa, son mayores a 200 mk para situaciones normales y mayores a 50 mk para situaciones accidentales.

En consecuencia, el caso de re-criticidad en caso de reinundación de núcleo no es relevante para este tipo de reactor

Prevención de la fusión pasante de la losa

Con relación a la prevención de la penetración de la losa, como se mencionó con anterioridad, se esperan los resultados de CNA II para analizar una estrategia equivalente de refrigeración del RPV desde el exterior como forma de proteger la integridad del mismo y detener la progresión del accidente. El modelo de progresión específico para CNA I permitirá definir su aplicabilidad. Los resultados de la aplicación de dicho modelo están previstos para 2013.

Suministro de corriente alterna, de corriente continua y de aire comprimido a los equipos necesarios para proteger la integridad de la contención

La señal que genera las acciones del cierre de la contención depende del suministro asegurado de corriente continua y se activa ante al pérdida de 24 VCC. Las penetraciones de mayor diámetro corresponden al sistema de ventilación (TL), el cuál dispone de dos válvulas en serie, una neumática y otra motorizada (alimentada desde la barra asegurada de corriente alterna de 380 V). La mencionada señal envía orden de cierre tanto a la válvula neumática como a la válvula motorizada, por lo que en situación normal cerrarán ambas, asegurando la aislación de la contención. En caso de falta de corriente alterna, las válvulas motorizadas no tendrán alimentación eléctrica por lo que no cerrarán, produciéndose la aislación de la contención solamente a través de las válvulas neumáticas.

La esclusa principal tiene accionamiento electrohidráulico y en caso de una falla eléctrica puede maniobrase manualmente. La esclusa de emergencia es de construcción muy simple y el accionamiento es mecánico y manual.

4.3.1.1.1.3. Medidas para el manejo de accidentes para hacer frente a pérdidas de refrigeración en las piletas de almacenamiento de combustibles

4.3.1.1.1.3.1. Antes y después de perder la adecuada protección contra la radiación (pérdida del blindaje de la columna de agua)

Para enfrentar la situación de pérdida de la refrigeración en las piletas de almacenamiento de elementos combustible y evitar el descubrimiento de la parte superior de combustible y degradación del mismo, se han tomado las siguientes medidas de gestión:

- a) Se han calculado los valores de los calores de decaimiento en ambas casas de piletas para dos situaciones: la situación actual (septiembre 2011) y en la predicción para mayo de 2015, cuando se asume se terminarán de completar todas las posiciones libres de casa de piletas II (Ver *Tabla 4-9*).

	2011	2015
Pileta 1	31	28
Pileta 2	33	26
Pileta 4	688	772
Pileta 5	122	71
Pileta 6	61	44
Pileta 7	61	56

Tabla 4-9: Calor de decaimiento generado en cada una de las piletas en kW.

- b) Se estimaron los tiempos para que la temperatura del agua en cada pileta alcance los 100 °C en caso de pérdida normal de refrigeración para las dos situaciones planteadas, la actual a septiembre de 2011 y la proyección a la situación de mayo de 2015, discriminando a su vez en las piletas individuales que las componen: Piletas 1 y 2 en Casa de Piletas I, y Piletas 4, 5, 6 y 7 para la Casa de Piletas II.

En operación normal la temperatura media del agua en las piletas es de 30 °C. En base a esta situación se estimaron los tiempos para que la temperatura del agua en cada pileta alcance los 100 °C en caso de pérdida normal de refrigeración. Las *tablas 4-10 y 4-11*, presentan los resultados obtenidos en cada Casa de Piletas.

	Año 2011	2015
Pileta 1	69,1	76,6
Pileta 2	60,6	82,7

Tabla 4-10: Tiempos para llegar a 100 °C en el caso de pérdida de Refrigeración (en días) en Casa de Piletas I.

	Año 2011	2015
Pileta 4	3,1	> 2,9 (*)
Pileta 5	17,1	28,4
Pileta 6	36,0	49,8
Pileta 7	36,1	39,3

Tabla 4-11: Tiempos para llegar a 100 °C en el caso de pérdida de Refrigeración (en días) en Casa de Piletas II.

(*) Este valor fue obtenido utilizando hipótesis muy conservativas, tanto en la determinación de la fuente de calor en cada pileta, como en la estimación del tiempo en que se alcanzan los 100 °C si se interrumpiera la refrigeración en las mismas. Por tanto en condiciones realistas este número debería ser significativamente mayor. Aun así, se disminuirá el término fuente realizando una redistribución de EC entre la Pileta N° 4 y N° 5 ya que como se observa de la tabla 4.11 la principal contribución al calor de decaimiento se tiene en Pileta N° 4.

- c) Se han tomado acciones y planes de contingencia para vigilar el nivel y la temperatura del agua de las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados.

Está en proceso de elaboración un procedimiento operativo de emergencia para dar respuesta a un evento de pérdida de refrigeración o de inventario de las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados. (Este procedimiento contempla el monitoreo de nivel y temperatura de las piletas durante la emergencia y posibilidad de reponer inventario aún en las siguientes condiciones:

- Pérdida de Sala de Control
- SBO
- Sismos e inundaciones

Para ello se está evaluando la adopción de las siguientes medidas (ver *Figura 4-46*):

1. Instalación de una bomba independiente para extraer agua de la napa (pozo) para alimentar las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados. Instalación de un tablero eléctrico para conectar manualmente la bomba al GDM de emergencia. Dicha bomba adicional de agua de pozo estará sobredimensionada, de manera de utilizarla en caso de ser necesario para alimentar las piletas de tratamiento de agua (UA). Se prevé disponer de esta mejora para fines del primer semestre de 2013.
2. Modificación de la conexión eléctrica de la bomba de pozo para alimentarla de la barra asegurada del nuevo sistema eléctrico de emergencia (EPS). Se prevé disponer de esta mejora para fines del primer semestre de 2013.
3. También se verificó el correcto funcionamiento del programa de verificación del sistema de ruptura de vacío/sifones asociados con la refrigeración, encontrándolos en perfecto estado.

Además, está previsto agregar al programa de controles periódicos, el control de la funcionalidad de los sistemas de ruptura de vacío/sifones asociados a las cañerías de los sistemas de refrigeración o de control de inventario de las Piletas de Almacenamiento de Elementos Combustibles. Se definirá la planilla para realizar el control periódico con los ítems a analizar y como realizar el control. Dicho control tendrá una frecuencia de ejecución anual. Actualmente, esta medida se encuentra en etapa de ejecución y se prevé implementarla a fines del cuarto trimestre de 2012.

- d) Frente a eventos extremos se modificó la instrucción E0 "Operación en Perturbaciones y Accidentes" para incluir en ella el control de parámetros críticos de las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados. Se ha comenzado a controlar tanto la temperatura como el nivel en las mismas.

4.3.1.1.1.3.2. Antes y después del descubrimiento de la parte superior del combustible

Según las medidas previstas para evitar el descubrimiento del combustible, detalladas en el ítem anterior, se estima que el combustible no llegaría a descubrirse debido a los largos tiempos que se requiere para ello (ver ítem 4.2.2.1.1 y 4.2.2.1.2).

En la *Tabla 4-12* se muestran los tiempos calculados para descubrir los EC después de haber alcanzado los 100 °C.

Año	Potencia	Tiempo adicional para Descubrir los EC
Casa de Piletas I	[kW]	Días
2011	66,5	161,8
2015	54,2	198,5
Casa de Piletas II	[kW]	Días
2011	978,5	19,7
2015	1084,7	20,3

Tabla 4-12 Tiempo para el descubrimiento de los combustibles.

4.3.1.1.1.3.3. Antes y después de la degradación del combustible (oxidación rápida de las vainas con producción de hidrógeno)

Como se ha indicado en los puntos anteriores, se considera muy improbable que se pierda la función de evacuación de calor de las piletas de combustible quemados, y por lo tanto pueda ocurrir la degradación del combustible en ella, debido a los largos tiempos disponibles para tomar las acciones en caso de pérdida total de los diversos sistemas de refrigeración y de reposición de inventario (ver ítem 4.2.2.1.1 y 4.2.2.1.2).

4.3.1.1.1.4 Aspectos adicionales

Además del Plan de Emergencia detallado en el ítem 4.4.2.3. de este informe, donde se informa sobre la organización y los medios para la gestión de la emergencia en el emplazamiento, el uso de apoyo externo a la planta y de los procedimientos e instrucciones para situaciones de emergencia, capacitación y entrenamiento; la CNA I dispone de las guías y estrategias para la prevención de accidentes que le permitirá al Responsable del manejo de la emergencia guiar al grupo de operaciones. Por otra parte, se prevé la implementación de modificaciones a la instalación tendientes a gestionar la etapa de mitigación entre las que se destacan las ya mencionadas implementación de recombinadores de hidrógeno, sistemas de refrigeración y alimentación eléctricos alternativos que se detallan en el ítem 4.2.2.1.

Respecto a la disponibilidad y gestión de suministro, ante un escenario de emergencia provocado por un accidente severo, esta previsto que el traslado de los insumos requeridos se realice a través de los caminos terrestres de acceso, y en caso de indisponibilidad de los mismos, se puede hacer a través de medios fluviales y/o aéreos, para lo cuál se dispone del apoyo de Gendarmería Nacional, Prefectura Naval, Armada Argentina y Ejército Argentino.

Gestión de las posibles emisiones radiactivas y previsiones para limitarlas

La CNA I cuenta con un Edificio de Contención con capacidad de soportar una sobrepresión de 2 at, el cual es una barrera para el escape descontrolado de los posibles productos de fisión en caso de emergencia con daño al núcleo.

Dado que el Edificio de Contención está rodeado por el Edificio Anular, las posibles pérdidas que se pudieran producir en el Edificio de Contención serán mantenidas dentro del Edificio Anular. Este Edificio cuenta con un sistema de ventilación (TL80) que permite la evacuación controlada del aire atravesando una cadena de filtros de carbón activado y HEPA, reduciendo la cantidad de contaminantes del aire de extracción. Dicho caudal es expulsado a través de la chimenea de planta, la cual tiene mediciones de actividad para cuantificar la emisión gaseosa (se mide la actividad de tritio, gases nobles, aerosoles y yodo).

A su vez la CNA I cuenta con un modelo de cálculo (programa CDE) el cual partiendo de una cuantificación de daño al núcleo, permite estimar las posibles dosis del público dependiendo de las condiciones meteorológicas. Con mediciones de campo realizadas por una Unidad Móvil de Intervención (UMI) se puede recalcular el daño al núcleo, y con ello estimar las emisiones.

A los fines arriba mencionados, se prevé implementar en el transcurso de 2012, la medición remota de tasa de dosis en el círculo de 10 km de radio, en todas las direcciones. El sistema cuenta con 13 estaciones de medición para evaluar las condiciones de campo, las cuales envían su información "on line" tanto al centro interno de control de emergencias (CICE) como al centro externo de control de emergencias (CECE).

En lo que respecta a emisiones líquidas, la doble cobertura de Edificio de Contención y el Edificio Anular impiden la salida de efluentes líquidos en forma directa al medio ambiente. En caso de que dichas fugas se den, las mismas son canalizadas por el sistema de desagües (TZ), y enviadas al sistema de tratamiento de líquidos radiactivos (TR), permitiendo que la emisión al medio ambiente se realice en forma controlada.

En el ítem 4.4.2.3. se detalla la gestión de las posibles dosis a los trabajadores y las previsiones para limitarlas.

Impedimentos para realizar ciertos trabajos debido a alta tasa local de dosis contaminación radiactivo y destrucción de instalaciones

Antes de la posible intervención el CICE evaluará las condiciones radiológicas existentes, de tal forma de planificar adecuadamente la intervención optimizando las dosis del personal, y teniendo en cuenta los límites de dosis para emergencia dados por la Norma Regulatoria AR 10.1.1.

Dada la magnitud de este tema, si los recursos propios son insuficientes se solicitará apoyo a las organizaciones de respuesta como ser Armada Argentina y Ejército Argentino quienes tienen recursos humanos entrenados y el equipamiento requerido.

En caso que el CICE estuviese expuesto a altas tasas de dosis, está previsto su traslado al CECE en el Barrio Atucha de la localidad de Lima, distante cerca de 5 kilómetros de la planta.

Efectos potenciales sobre otras centrales cercanas

Debido a que la CNA II se encuentra en los inicios de la puesta en marcha, aún se están evaluando los efectos potenciales entre ambas centrales. Está previsto disponer de los resultados antes de concluir la misma (fines de 2013).

4.3.1.1.2. Central Nuclear Atucha II

4.3.1.1.2.1. Medidas de gestión de accidentes actualmente disponibles para la protección del núcleo en las distintas etapas de un escenario de pérdida de la función de refrigeración del mismo

En el marco del APS para la CNA II se realizaron varios análisis con respecto a accidentes severos.

Como resultado del APS Nivel 1, se identificó un número relevante de Estados de Daño al Núcleo (EDN). En el APS Nivel 2, se realizaron cálculos con el código MELCOR para cada EDN para evaluar la evolución del accidente severo y la posible liberación de radionucleidos al medioambiente. Los resultados se utilizaron directamente para el estudio del APS Nivel 3.

La secuencia dominante según el análisis del APS Nivel 1 es el SBO, para el cual se evaluaron un escenario de baja presión, un escenario de alta presión y varios casos de sensibilidad.

Resultados de la simulación con el código MELCOR: cálculos de SBO en un escenario de baja presión

A partir de la planta en operación normal se asumió un SBO a tiempo 0:00 h:min. A continuación se detalla la evolución de la secuencia accidental. A tiempo cero se paran las bombas de refrigeración principal y las bombas del moderador debido a la pérdida del suministro eléctrico. No es posible inyectar agua dentro del SPTC porque se perdieron todas las bombas. La contención se aísla exitosamente debido a la condición de SBO (principio de falla segura de las válvulas de aislamiento).

Debido a la pérdida de los sumideros de calor, comienza a subir la presión del SPTC y del secundario. En el lado secundario, se inicia una rampa de enfriamiento de 100 K/h. Esto es posible porque las válvulas de alivio de los GV están alimentadas eléctricamente por baterías. La presión del lado secundario disminuye, mientras que el aumento de presión en el lado primario queda limitado (*Figura 4-47*). El nivel de agua en los GV's está continuamente disminuyendo debido al proceso de enfriamiento y cae en ambos por debajo de los 2 m a las 0:43 h, (*Figura 4-48*). De esta manera, el aislamiento de las válvulas de vapor y la estación de vapor ocurre después de considerar pequeñas fugas de vapor en las válvulas piloto.

Debido a la falta de remoción de calor en el SPTC, el nivel de agua en el presurizador aumenta. Después de finalizado el enfriamiento de 100 K/h, la presión del SPTC comienza a aumentar de nuevo. A las 0:52 h la presión del SPTC alcanza los 12,45 MPa por primera vez (*Figura 4-47*). La primera apertura de la válvula de seguridad del presurizador ocurre a las 0:55 h. Seguidamente, la válvula abre intermitentemente para limitar la presión del SPTC. Durante los primeros ciclos de la válvula, solo es soplado vapor dentro del tanque de alivio. Seguidamente, una mezcla de agua y vapor es liberada dentro de dicho tanque. El disco de ruptura del tanque de alivio falla a las 2:31 h porque se alcanza el gradiente de presión de 1,4 MPa, sobre el disco. Para los últimos tres ciclos solo agua se descargará dentro del tanque. Luego de la falla abierta de la válvula de seguridad del presurizador ocurre un flujo de pérdida continua hacia el tanque de alivio. Debido a esta fuga (*Figura 4-49*), la presión del SPTC comienza a disminuir (*Figura 4-47*).

Cerca de las 2:40 h se puede observar un flujo de convección natural en los dos loops superiores del sistema del moderador. Para los loops inferiores el flujo desaparece cuando se inicia el SBO, debido a que los intercambiadores de calor del moderador se encuentran debajo de la altura del núcleo.

La señal JR31 del sistema de refrigeración de emergencia (ECCS) se dispara a las 2:31 h. La presión de la contención aumenta debido al flujo de fuga. Entonces, varias membranas de ruptura ubicadas en los recintos de los GV's y el recinto del presurizador se rompen. La señal de inundación JR36 se dispara a las 2:43 h porque la presión del SPTC ha caído por debajo de 6,6 MPa. Sin embargo, el agua de los tanques de inundación no puede descargarse dentro del sumidero debido a la pérdida del suministro eléctrico.

El nivel de agua dentro de los canales refrigerantes del núcleo disminuye debido a la permanente pérdida de refrigerante. Alrededor de las 3:30 h los canales refrigerantes están casi vacíos. En este momento el nivel de agua dentro del tanque del moderador se encuentra aun a dos tercios de la altura total del tanque (*Figura 4-50*). Desde este instante, el calor de decaimiento es evacuado de los elementos combustibles hacia las paredes del canal refrigerante por convección y radiación en la medida en que son refrigerados desde afuera por el agua del tanque del moderador. El aumento de temperatura muestra, en especial en las partes inferiores del núcleo, una meseta cerca de las 3 h hasta las 4:30 h del transitorio (*Figura 4-53* y *Figura 4-54*), lo cual indica que la evacuación del calor de decaimiento es por radiación, como ya se dijo. Como consecuencia, el nivel de agua dentro del moderador disminuye (*Figura 4-50*).

Simultáneamente, el nivel de agua en el presurizador disminuye lentamente (*Figura 4-51*). Debido a la exposición del canal refrigerante, el núcleo comienza a calentarse en su parte superior (*Figura 4-52*). El calentamiento continúa en las partes inferiores del núcleo con un retraso (*Figura 4-53* y *Figura 4-54*). El agua descargada en el sumidero de la contención a través de la fuga del tanque de alivio se pierde para refrigerar el núcleo, porque las bombas de inyección de seguridad no están disponibles debido al SBO.

Los primeros radionucleidos, gases nobles y radionucleidos volátiles, son liberados desde los elementos combustibles después de la falla de las vainas a las ~3:56 h. La liberación de radionucleidos comienza en la parte central del núcleo y se extiende hacia los anillos exteriores. Después de las 5:10 h, toda la región radial del núcleo ha liberado los radionucleidos gaseosos de los

elementos combustibles. Los radionucleidos forman aerosoles que son liberados junto con el vapor dentro de la contención a través del tanque de alivio. Algunos aerosoles pueden depositarse dentro del SPTC.

El calentamiento del núcleo se acelera alrededor de las 3:30 h cuando comienza el proceso de oxidación del zircaloy de las vainas y los canales refrigerantes (*Figura 4-52*). El hidrógeno formado por la oxidación es liberado principalmente, a través del tanque de alivio, dentro del compartimento superior de la contención donde se encuentra el tanque de alivio. Después de las 10 h algo del hidrógeno generado dentro del RPV es almacenado dentro del SPTC (*Figura 4-45*). En este análisis no se calculó la combustión del hidrógeno en ningún compartimento. Las fracciones de hidrógeno durante las primeras 10 horas son pequeñas por la presencia de PARs. En la *Figura 4-55* se compara la cantidad de hidrógeno removido por los PARs instalados con la cantidad de hidrógeno generada.

La falla de los canales refrigerantes comienza en la parte superior de los cuatro anillos interiores del núcleo a las 5:16 h. A las 5:20 h, ya comienza el daño a las partes medias de los anillos interiores. Este proceso crea conexiones de flujo adicionales entre las partes dañadas de los canales refrigerantes y el tanque del moderador. De esta manera, algo de agua fluye desde el tanque del moderador hacia las partes inferiores intactas de los canales de refrigeración, donde el nivel de agua se incrementa (*Figura 4-50*). Hasta las 8:20 h el plenum inferior del RPV está lleno de agua. Luego, comienza la evaporación debido a la relocalización del material del núcleo. Alrededor de las 9 horas después de iniciado el evento, tanto el tanque del moderador como los canales refrigerantes se encuentran vacíos de agua (*Figura 4-50*).

El calentamiento del núcleo causa la falla de los elementos combustibles y el proceso de falla del núcleo se propaga radialmente hacia la periferia del mismo y axialmente hacia abajo. Esto se muestra en las *Figuras 4-52 a 4-54* como un descenso abrupto de la temperatura. La falla por temperatura de las barras combustibles ocurre alrededor de los 2300 K. La razón para esto es la siguiente: los EC están colgados de una construcción especial ubicada en la parte superior de los canales por encima del núcleo, los que permiten el recambio de combustibles. Como el proceso de “caída” de los EC dentro del canal refrigerante después de la falla del soporte no puede ser modelada por MELCOR, se hicieron algunas hipótesis acerca de la falla de los EC. La falla mecánica de las barras combustibles se supone como resultado de una combinación de pérdida de material intacto, la no oxidación del material de la vaina; tensión térmica; Zircaloy fundido, el cual se “rompe” como cáscaras de ZrO_2 a 2400 K; y el colapso de las barras combustibles (que formarán partículas de escombros) basado en una función de daño acumulativo. Debido a la hinchazón y la expansión térmica, los esfuerzos mecánicos en el interior de las pastillas combustibles aumentan con la temperatura.

Junto con la degradación del núcleo se liberan cantidades significantes de gases nobles y radionucleidos volátiles del combustible. La falla de las barras de control antes que la falla de los canales refrigerantes tiene menor importancia en la progresión de la fusión del núcleo en CNA II que en un LWR, porque la masa de las barras de control es menor. La re-criticidad luego de una reinundación del núcleo en degradación no es un riesgo que se plantee como ya se mencionó en 4.3.1.1.1.1.2.

La parte superior (*Figura 4-52*) y media (*Figura 4-53*) del combustible en los anillos interiores falla en dos fases a las ~5:30 h y ~6:30 h. La falla de la totalidad de los cinco anillos interiores ocurre cerca de las 9:30, la cual se muestra en *Figura 4-54* como un descenso abrupto de la temperatura. En ese momento, el sexto anillo exterior está intacto debido a la baja potencia de decaimiento. Luego, los escombros de los cinco anillos internos se acumulan en el fondo del tanque del moderador. La primera relocalización importante de material dentro del plenum inferior, luego de la falla local del fondo del tanque del moderador de anillo radial 3, ocurre a las 11:17 h. A partir de esto, las partículas fundidas y escombros alcanzan el plenum inferior, comienzan a evaporar el agua restante y calientan/funden la parte inferior del núcleo/la grilla soporte del tanque del moderador y los cuerpos de relleno. El agua del plenum inferior se evapora totalmente a las 12:14 h. Como el fundido se difunde radialmente en los cuerpos de relleno, toma contacto con la pared de la cabeza inferior del RPR, la cual se calienta (*Figura 4-56 y Figura 4-57*). En las siguientes 12,5 horas además de los escombros/fundido del núcleo, se generan varias toneladas de metal fundido de los cuerpos de relleno y se liberan cantidades significativas de radionucleidos dentro del SPTC. A las 19:44 h se produce el colapso total e instantáneo del anillo exterior del núcleo (el sexto anillo), debido a la pérdida del soporte inferior y se relocaliza en el plenum inferior. En este punto, la carga mecánica de la pared del RPV es muy limitada, está determinada por la masa del fundido, los cuerpos de relleno y el peso de la parte inferior del RPV. Esto significa que, como la diferencia de presión a través de la pared es casi cero, los efectos de “creep” serían lentos. Por lo tanto, en los cálculos de MELCOR se considera la falla del RPV si algún segmento de la pared externa del mismo alcanza

los 1573 K (1300 °C). También se toma esta hipótesis porque no existe una diferencia de presión a través de la pared del RPV en la fase final del transitorio analizado, que de otro modo conduce al modelo de rotura por "creep" de MELCOR (1D). Se calculó que la falla del RPV ocurre a las 23:45 h después de ocurrido el evento iniciante (pico de temperatura para los segmentos 10 al 12 en la *Figura 4-57*).

Capacidades inherentes de seguridad de la planta

Se utilizaron los resultados sobre el tiempo esperado de descubrimiento y comienzo del calentamiento del núcleo para un reactor PWR alemán tipo KONVOI del APS Nivel 2 del GRS para comparar con las características específicas del PHWR CNA II.

La *Tabla 4-13* muestra la comparación de algunos datos seleccionados del transitorio de un SBO en un escenario de baja presión para CNA II, con el transitorio de SBO considerando una despresurización como resultado de la rotura por "creep" de la línea que conecta el SPTC con el presurizador (surge line) después de comenzado la fusión del núcleo para un reactor alemán PWR tipo KONVOI. A diferencia de CNA II, en el PWR alemán los acumuladores inyectarán agua en la rama caliente después de la despresurización y ello detiene la degradación del núcleo por un tiempo. Esto ocurrirá incluso si las baterías ya están agotadas. Si la inyección de los acumuladores fue descuidada, el RPV probablemente fallaría una hora antes.

Como se puede observar, el tiempo de descubrimiento del núcleo es casi una hora más tarde para CNA II que para el PWR de referencia, y principalmente es causado por la falla abierta de la válvula de seguridad del presurizador y el no funcionamiento de los acumuladores. Esto puede explicarse por dos razones. Primero, la relación volumen del primario y potencia del núcleo es el doble para CNA II que para el PWR de referencia, lo que significa que comparativamente en la CNA II, hay una mayor masa de agua para evaporar antes de que se vacíe completamente el sistema primario. Esto, combinado con el bajo calor de decaimiento de CNA II, resulta muy ventajoso.

Por otro lado, la existencia de dos sistemas separados, el SPTC y el sistema del moderador, tiene como consecuencia específica un medio de evacuación del calor de decaimiento producido en los EC. Como se mencionó en la sección anterior, los canales refrigerantes están casi vacíos alrededor de las 3:30 h, pero el nivel de agua en el tanque del moderador está en ese momento a dos tercios de la altura total. Además, las partes superiores de los canales comienzan a calentarse (y eventualmente fallan), la parte inferior de los canales está en contacto con agua desde afuera, la cual principalmente los refrigera debido a la transferencia de calor por radiación. La existencia de este sumidero de calor deriva en un incremento del tiempo de falla de los mismos, que al final deriva en una relocalización más tarde en el plenum inferior y un mayor tiempo para implementar los Procedimientos de Gestión de Accidente Severo (PGAS) previa ruptura del RPV.

Características de la Planta	CNA II PHWR SBO Con escenario de Baja Presión MELCOR	Ref. PWR Aleman tipo KONVOI SBO Con escenario de Baja Presión MELCOR
Potencia Térmica [MW] (total)	2160	3765
Potencia de Decaimiento [MW] al “scram” del Reactor	129,6	241,9
Volumen Total del Sistema Primario [m ³]	520	415
Relación Volumen del Sistema Primario y Potencia Térmica [m ³ /MW]	0,241	0,110
PHWR CNA II / PWR Alemán	tiempo [h:m]	tiempo [h:m]
Secado de los GV's	~2:00	0:57
Falla Abierta de la Válvula del PRZ	2:31	-
Comienzo del descubrimiento del núcleo/tanque del moderador	3:00 / 3:00	~2:10
Descubrimiento total del núcleo/tanque del moderador	3:30 / 9:00	~4:30
Liberación de Radionucleidos del Gap de las Barras Combustibles	3:56	2:22
Comienza la falla de los Canales Combustibles (PHWR), falla del Núcleo y Formación de Escombros (PWR), respectivamente	5:16	2:35
Falla de la surge line debido a la rotura por “creep” seguida por la inyección del acumulador	-	2:55
Relocalización del Combustible en el fondo del Tanque del Moderador (PHWR) Formación de una Pileta de Fundido en el Núcleo (PWR)	> 5:30	> 4 h
Falla del fondo del Tanque del Moderador (PHWR) / placa soporte del núcleo (PWR) y relocalización de los escombros a la cabeza inferior	11:17	5:02
Falla del RPR	23:45	6:22

Tabla 4-13: PHWR CNA II vs PWR Alemán – Tiempo de los eventos en un SBO.

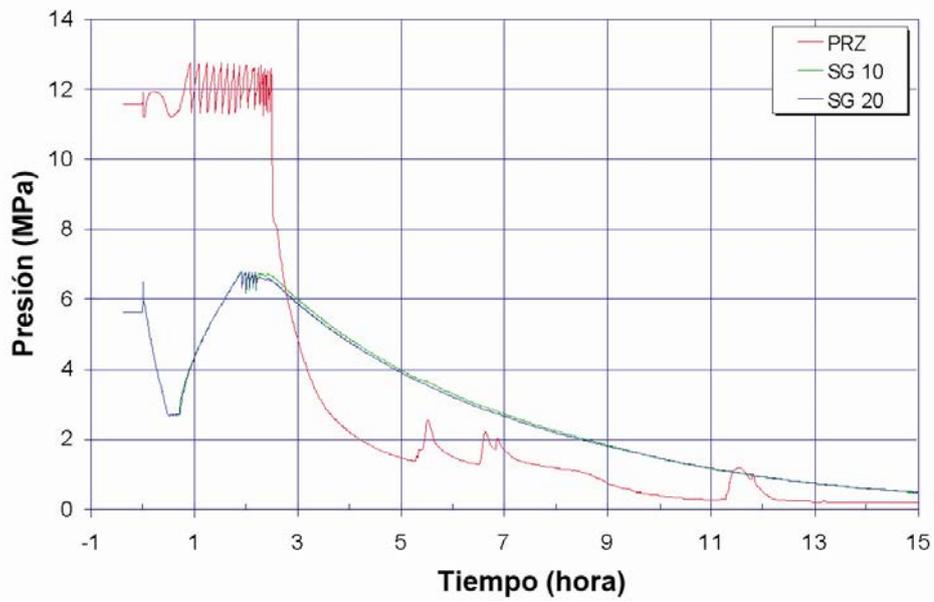


Figura 4-47: Presión en el presurizador, SG10 y SG20.

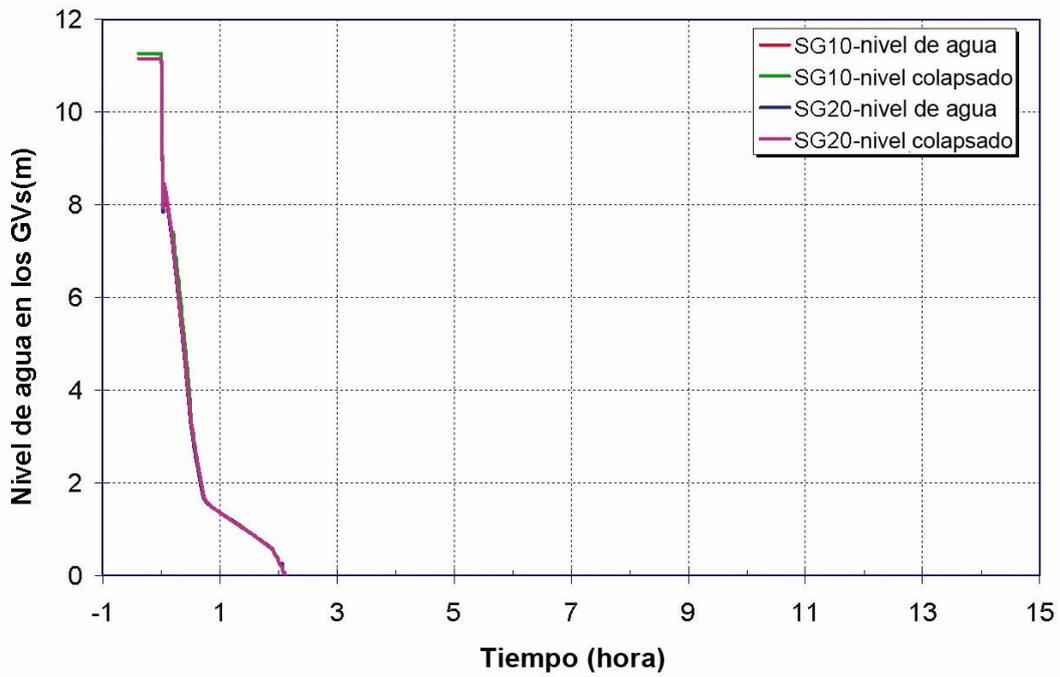


Figura 4-48: Nivel de agua en el SG10 y SG20.

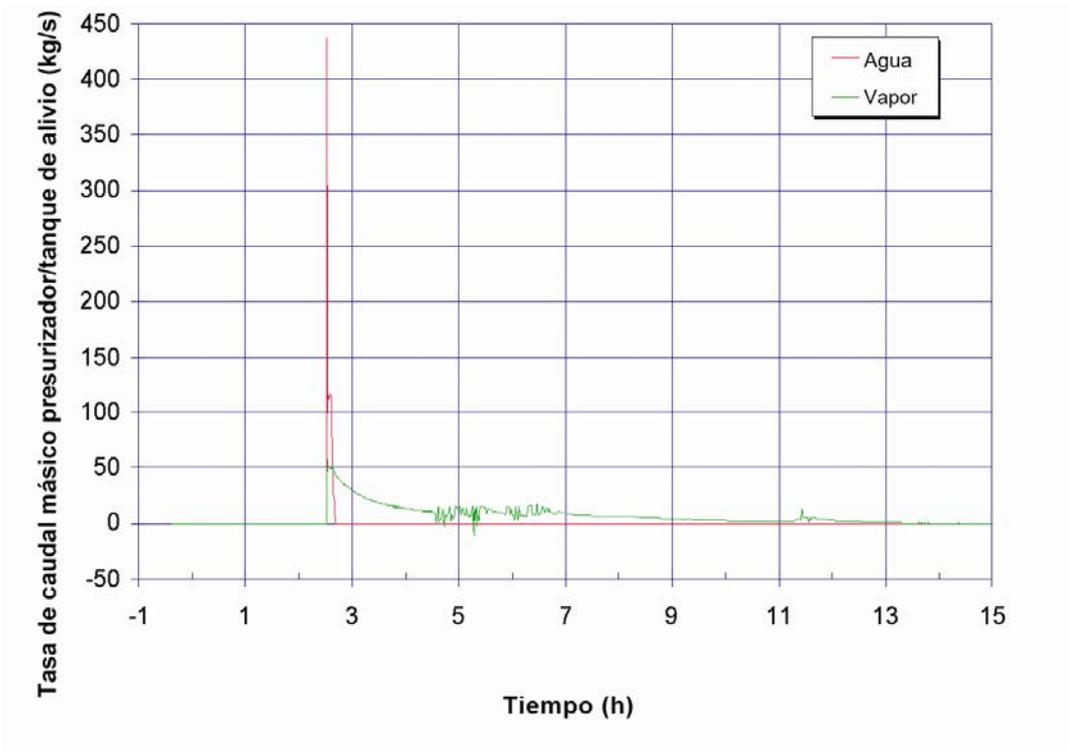


Figura 4-49: Caudal a través del tanque de alivio del presurizador – agua y vapor.

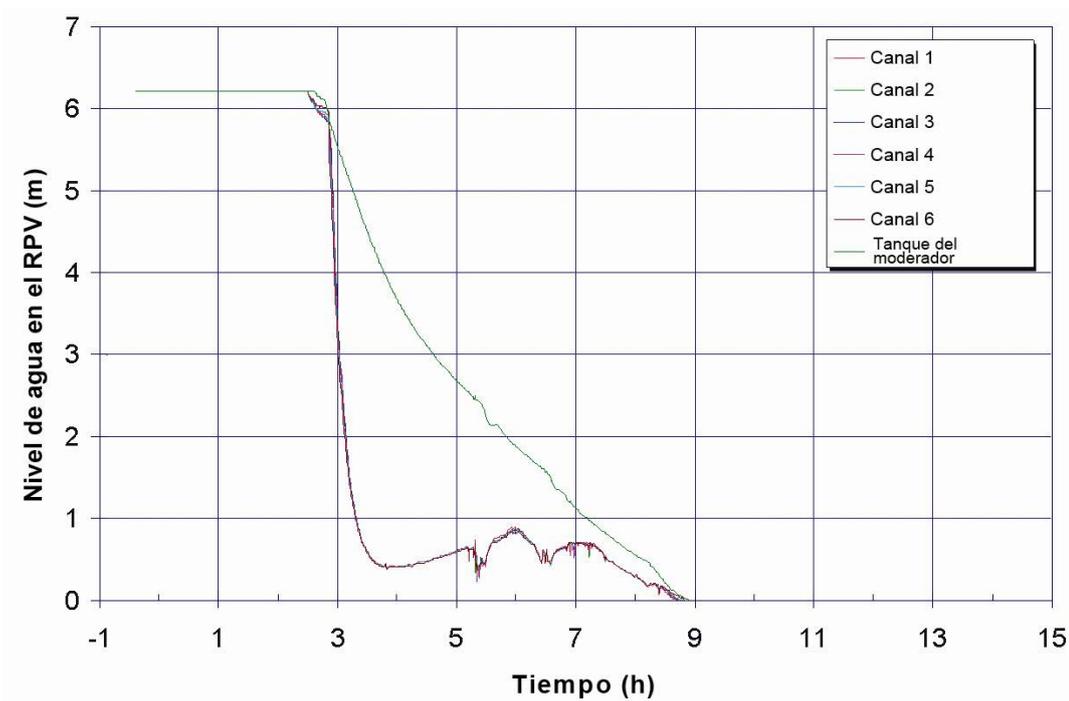


Figura 4-50: Nivel de agua en los canales refrigerantes de los anillos 1 al 6 y el tanque del moderador.

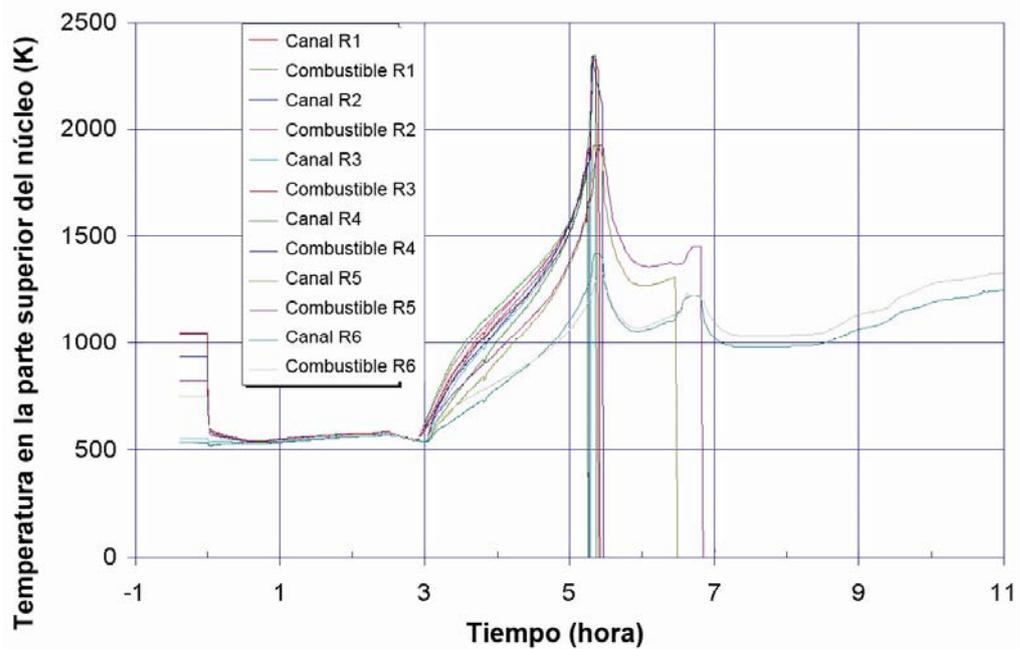


Figura 4-51: Nivel de agua en el presurizador.

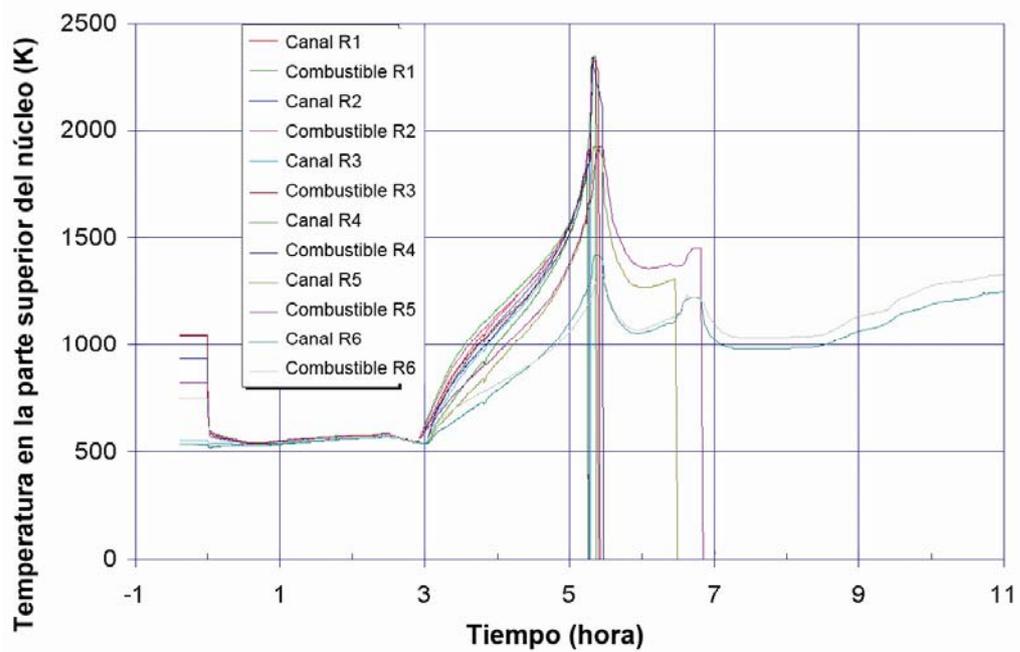


Figura 4-52: Temperatura del combustible y canales refrigerantes en los anillos 1 (R1) al 6 (R6) de la parte superior del núcleo.

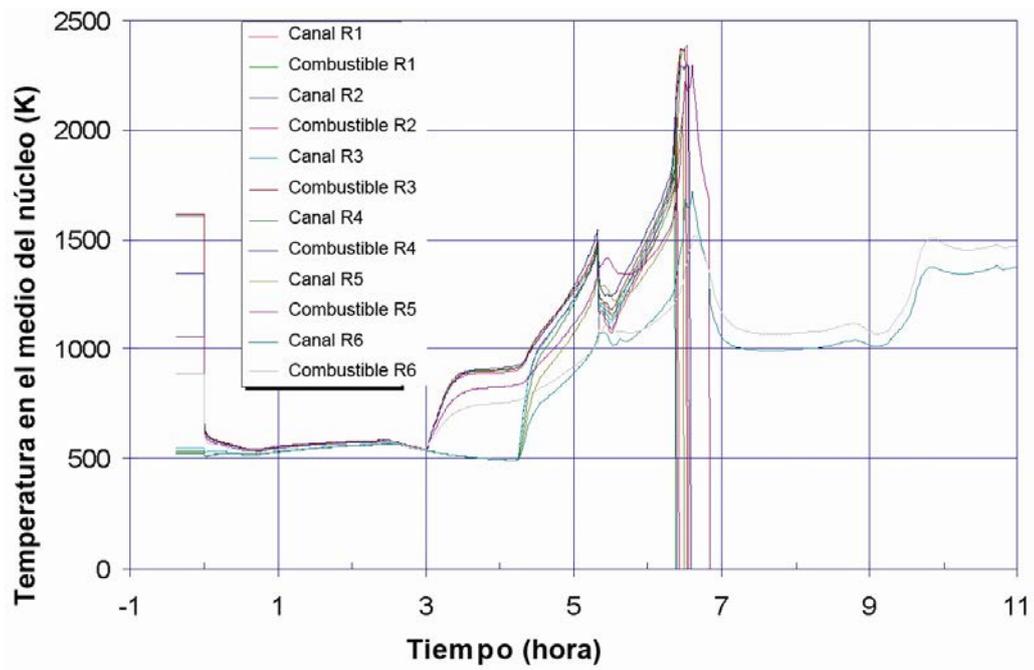


Figura 4-53: Temperatura del combustible y canales refrigerantes en los anillos 1 (R1) al 6 (R6) de la parte media del núcleo.

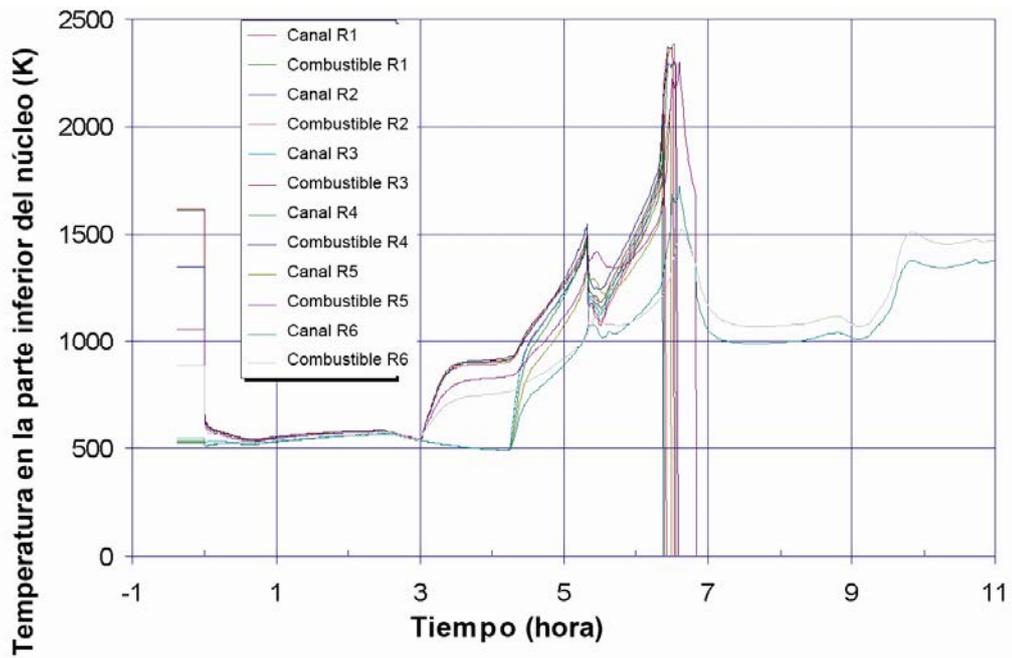


Figura 4-54: Temperatura del combustible y canales refrigerantes en los anillos 1 (R1) al 6 (R6) de la parte inferior del núcleo.

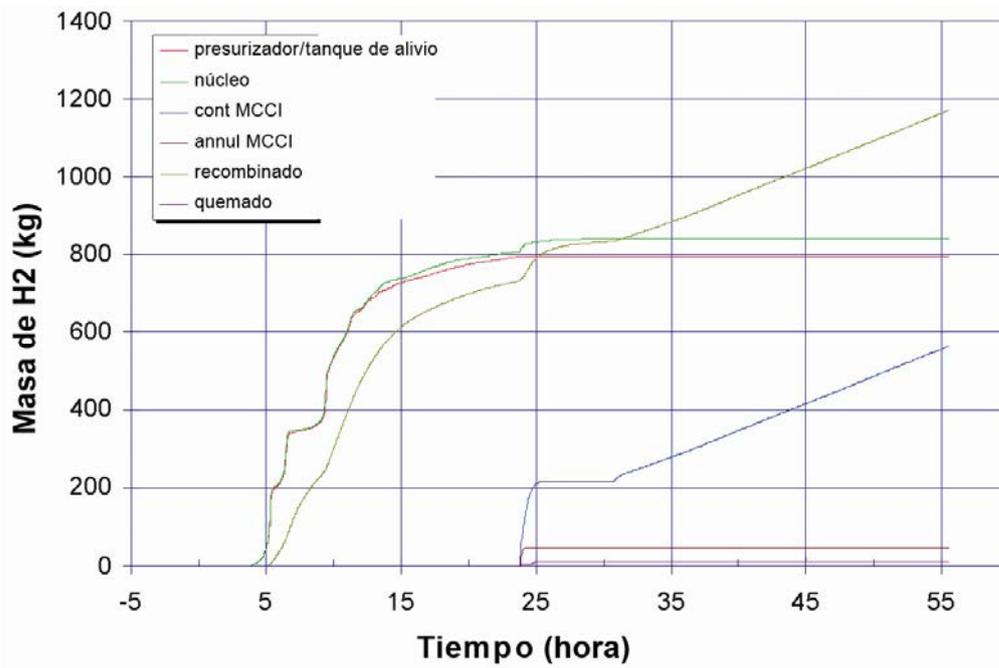


Figura 4-55: Masa de hidrógeno generada por el Núcleo y de MCCI (Molten Core-Concrete Interaction) en la contención, liberado por fugas y recombinado por PARs.

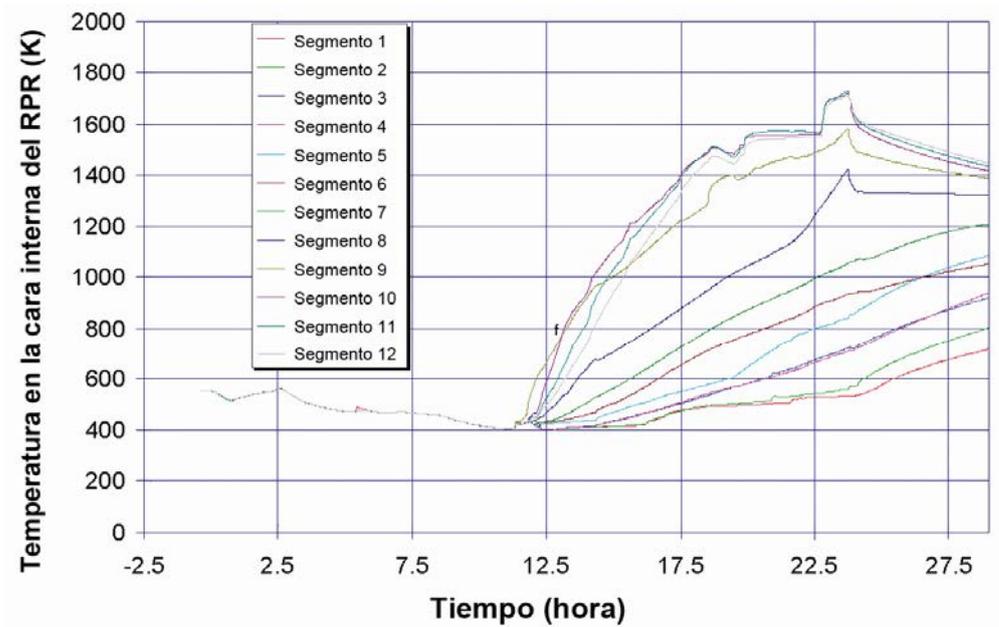


Figura 4-56: Temperatura del lado interno de la pared inferior del RPR.

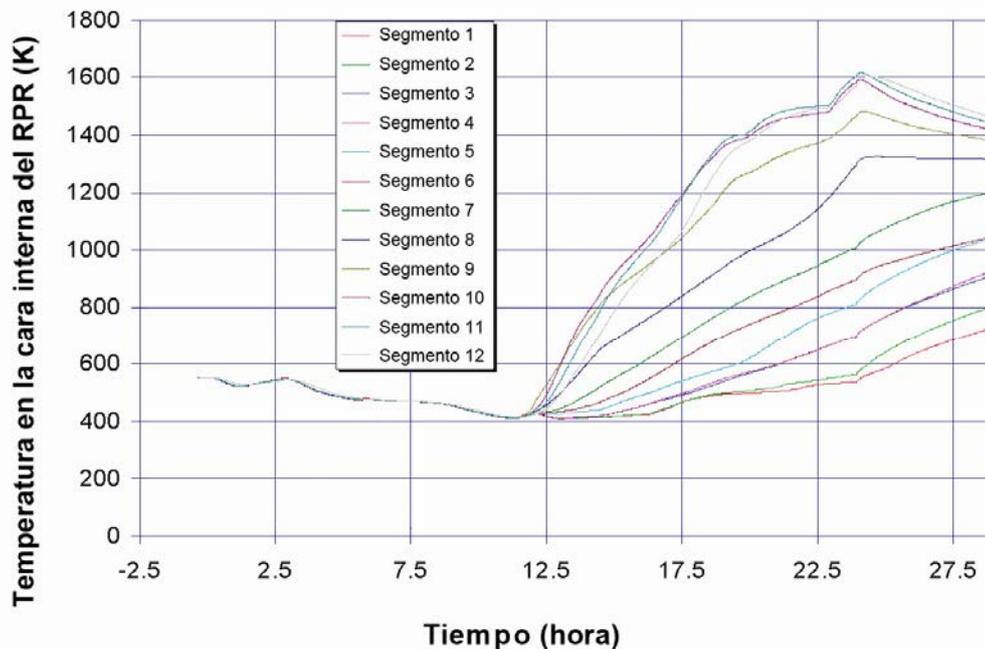


Figura 4-57: Temperatura del lado externo de la pared inferior del RPR.

4.3.1.1.2.2. Medidas de gestión de accidentes y características de diseño para la protección de la integridad de la función de confinamiento luego de la ocurrencia del daño al combustible

A continuación se detallan las siguientes medidas de gestión de accidentes y características de diseño para la protección de la integridad de la función de confinamiento luego de la ocurrencia del daño al combustible:

Recombinadores de hidrógeno (PAR – Passive Autocathalitic Recombiners)

Los análisis de accidente severo y término fuente mencionados anteriormente fueron utilizados como soporte para el diseño de los recombinares. La disposición actual de los PARs está ampliamente basada en la experiencia de diseño de las centrales nucleares KONVOI.

Una distribución equitativa de los PARs en la contención teniendo en cuenta la simetría de los loops de convección natural fue una de las bases para el diseño del sistema. La ubicación general de los PARs son las siguientes:

- Compartimientos superiores (domo) para limitar la estratificación;
- Salas de equipos para ayudar a la convección;
- Salas anulares para la prevención de acumulación de hidrógeno;
- Recintos sin salida/pequeñas para la prevención de acumulación de hidrógeno.

Una tasa promedio de recombinación de 142 kg/h es alcanzada con un total de 54 PARs.

La ubicación de los PARs en la contención en el código MELCOR se caracteriza en las Figuras 4-58 a la Figura 4-60.

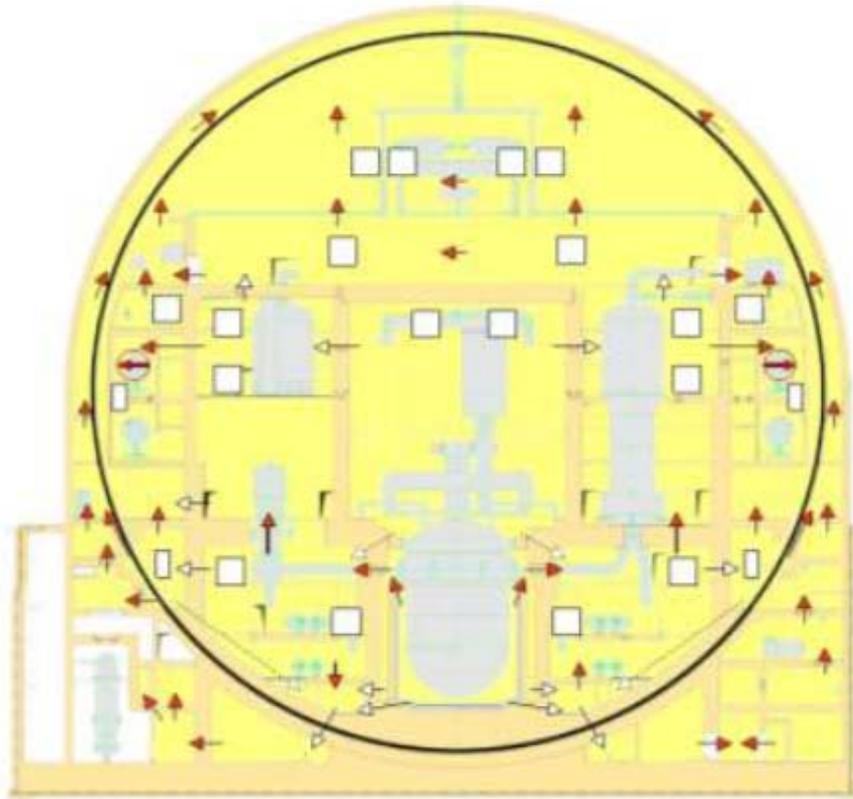


Figura 4-58: Esquema de la posición de los PARs (tamaño pequeño, mediano y grande) en la contención de CNA II, corte D-D.

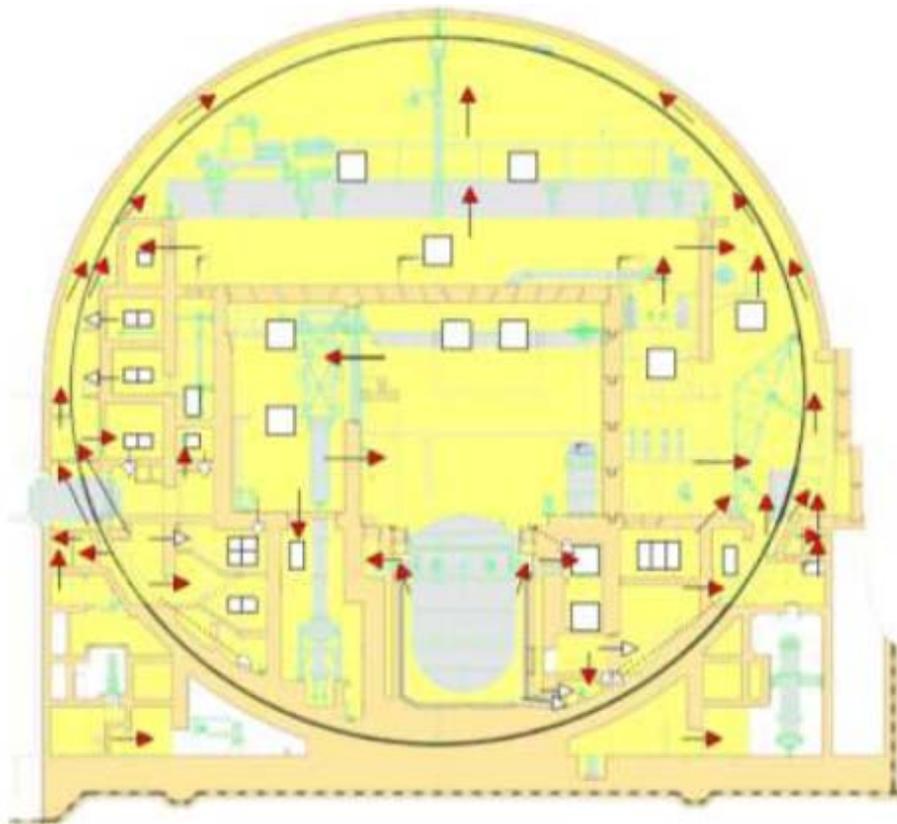


Figura 4-59: Esquema de la posición de los PARs (tamaño pequeño, mediano y grande) en la contención de CNA II, corte A-A.

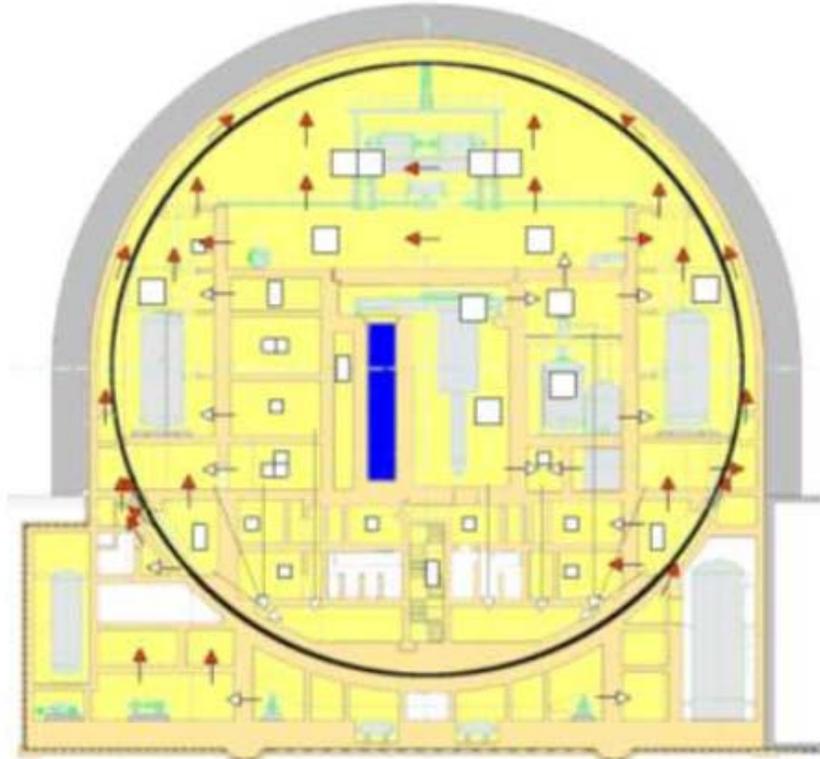


Figura 4-60: Esquema de la posición de los PARs (tamaño pequeño, mediano y grande) en la contención de CNA II, corte B-B.

Refrigeración externa del RPV

Como se mencionó anteriormente, se identificó un número relevante de estados de daño al núcleo (EDN) como resultado del APS Nivel 1. En el APS Nivel 2, se realizaron cálculos con el código MELCOR para cada EDN con el fin de evaluar la progresión del accidente severo.

Como resultado del análisis se determinó que la refrigeración externa del RPV es la solución para evitar la falla del mismo.

El PGAS incluirá, como mejora adicional, la refrigeración externa del RPV. Este tema se encuentra en desarrollo y algunos resultados preliminares se muestran a continuación (además, las siguientes secuencias se siguen calculando con el código MELCOR):

- Un LOCA 0.1A (95 cm² / circuito del moderador 10 sección T) con falla de las cuatro bombas del sistema de inyección de seguridad (JND) y la refrigeración externa del RPR sólo mediante la apertura de la conexión con el sumidero.
- Un LOCA 0.1A (95 cm² / circuito del moderador 10 sección T) con falla de las cuatro bombas del sistema de inyección de seguridad (JND) y la refrigeración externa del RPR con el inventario creciente de agua.

El escenario base sin refrigeración externa tiene un falla del RPV después de los 77.000 s, aproximadamente. Este es un caso con el viejo modelo de MCP, que se inició ya más de medio año atrás. En ambos casos con refrigeración externa del RPV ya se alcanzó ~240.000 s de tiempo de proceso sin la falla del RPV, mientras que la mayoría de los cuerpos de rellenos en el "plenum" inferior están fundidos. Teniendo en cuenta las simplificaciones del modelado con el código MELCOR, los análisis indican que la apertura temprana de dos conexiones de agua entre la cavidad y el sumidero en un accidente, retrasaría significativamente o evitaría la falla del RPV. Los resultados indican además, un aumento significativo en la concentración de vapor en forma continua y la presión se incrementará en la contención, luego se alcanza la temperatura de saturación del agua seguido

por una disminución lenta y continua del nivel de agua de la cavidad/sumidero. En el caso de conexión con la cavidad abierta, pero sin suministro adicional de agua a la contención, los segmentos superiores del RPR (9 a 11, y más tarde el 8) comienzan a calentarse en la fase tardía. Esto indica que la falla del RPR podría ocurrir en algún momento; incluso si la potencia remanente del núcleo es muy baja en ese momento.

En el otro caso, con el aumento de la cantidad de agua en la contención la cabeza inferior del RPR permanece sumergida en agua. Como el área de transferencia de calor de la cabeza del RPR es grande (50 – 100 m²), depende del nivel de agua, no se espera la falla del RPR (con una cierta probabilidad).

Es necesario un análisis más profundo, de como remover el calor liberado desde el RPR hacia la evaporación del agua en la cavidad de la contención, así como la concentración de vapor y la presión están continuamente aumentando. La condensación de vapor en las paredes de concreto y la contención misma parece no ser suficiente.

Los resultados de los primeros cálculos se incluyen en las siguientes Figuras 4-61 a 4-74 (el eje tiempo siempre está indicado en segundos).

Resultados de los casos con conexión de la cavidad hacia el sumidero abierta

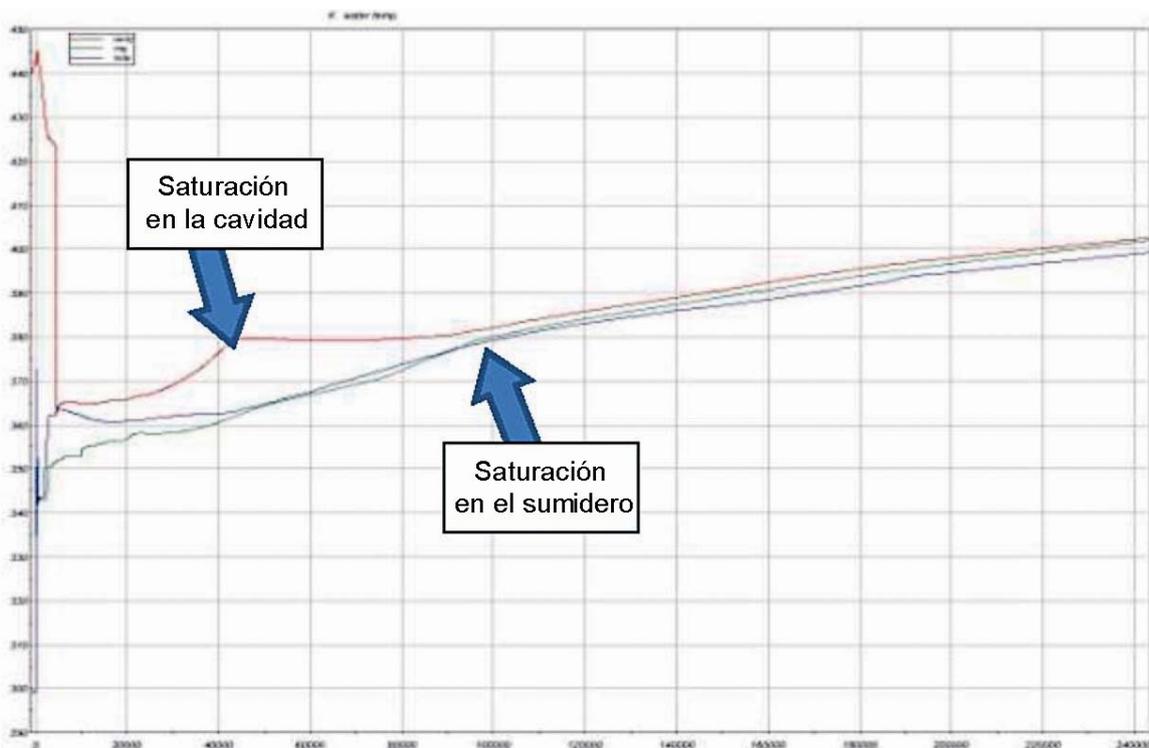


Figura 4-61: Temperatura del agua [K] en la cavidad, sumidero y anillo de la cavidad; tiempo en [s], caso con conexión de la cavidad abierta.

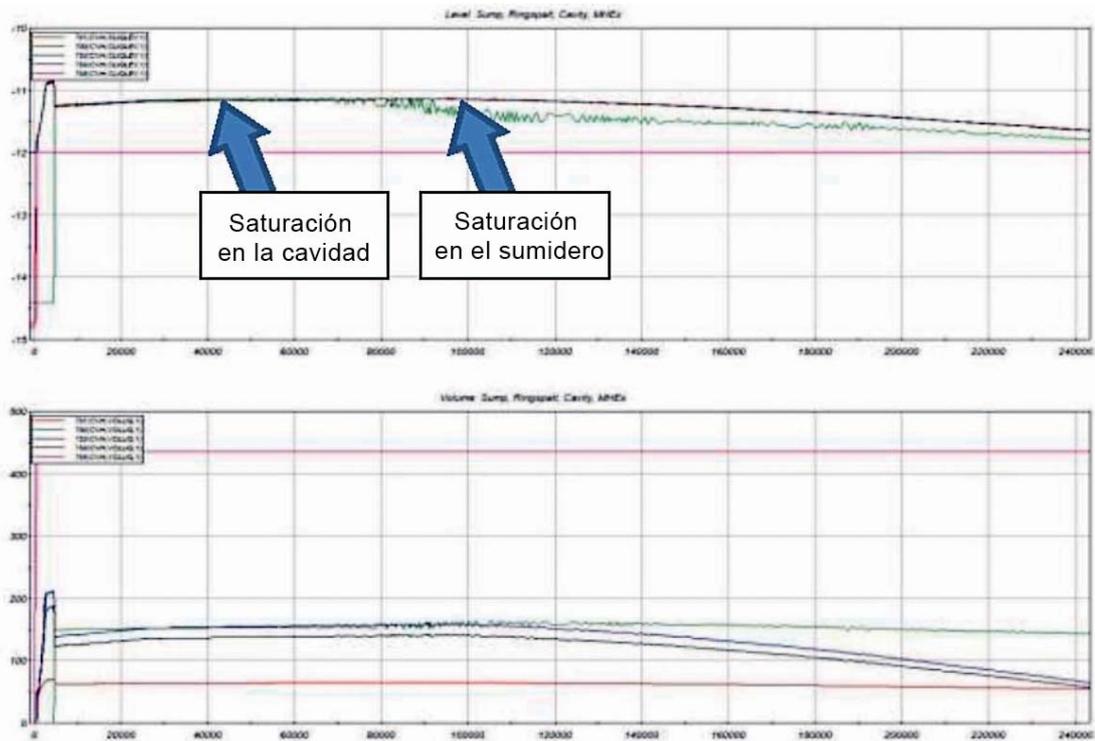


Figura 4-62: Nivel de agua [m] y volumen de agua [m³] en la cavidad, sumidero, anillo de la cavidad; tiempo en [s], caso con conexión de la cavidad abierta.

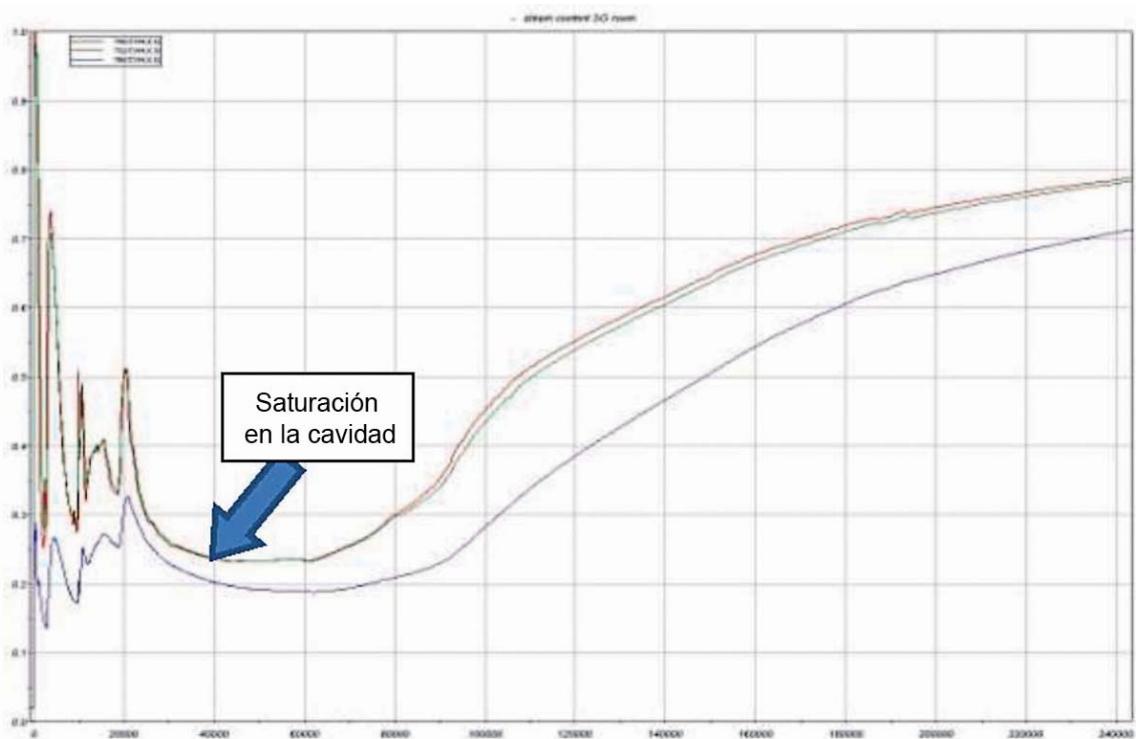


Figura 4-63: Concentración de vapor [-] en el recinto del GV (rojo, verde) y el domo (azul) tiempo en [s], caso con la conexión de la cavidad abierta.

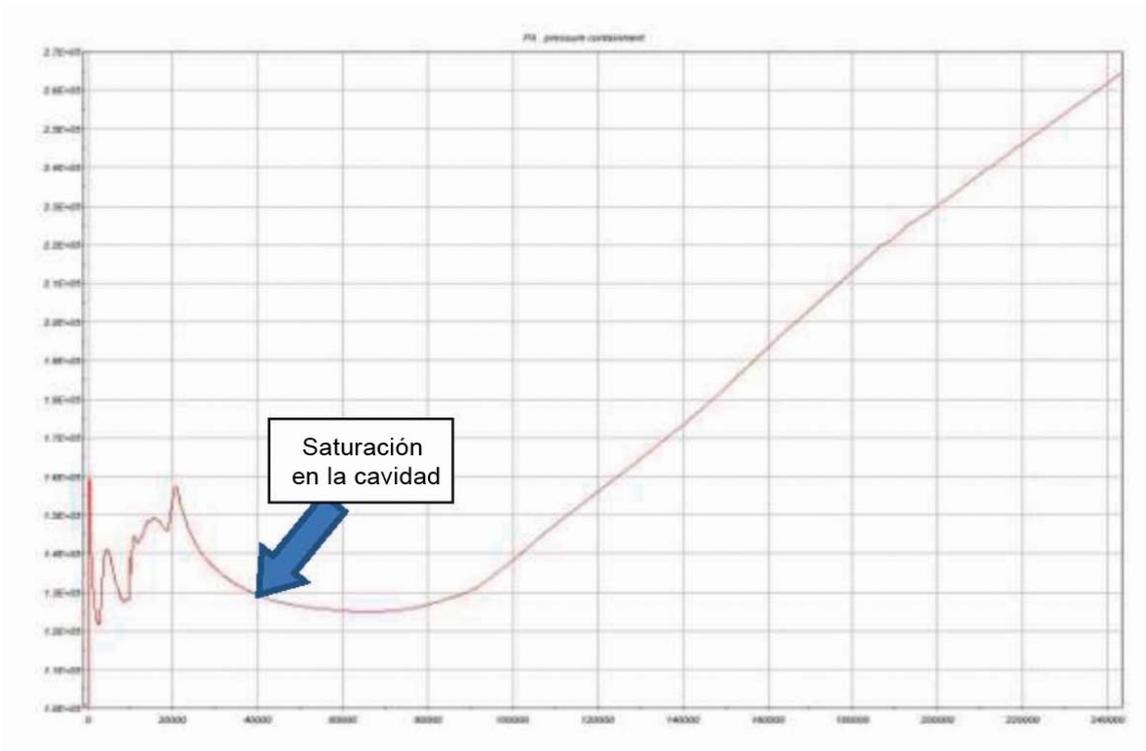


Figura 4-64: Presión de la contención [Pa], tiempo en [s], caso con la conexión de la cavidad abierta.

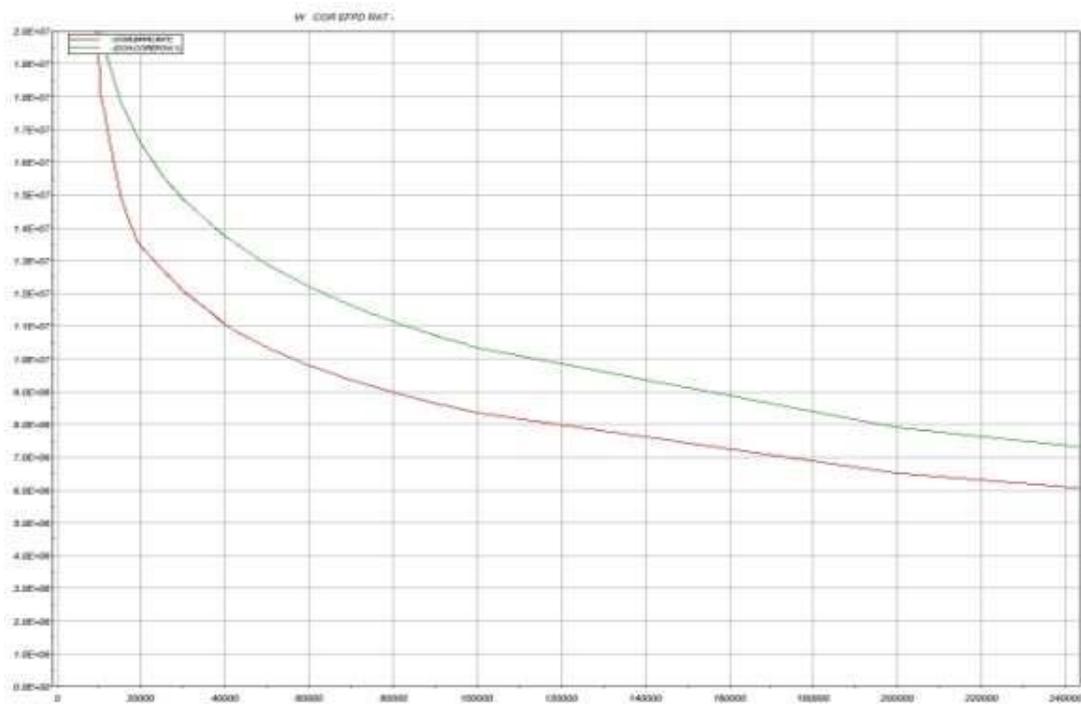


Figura 4-65: Potencia del núcleo [MW] total (verde) y actual (rojo), tiempo en [s], caso con la conexión de la cavidad abierta.

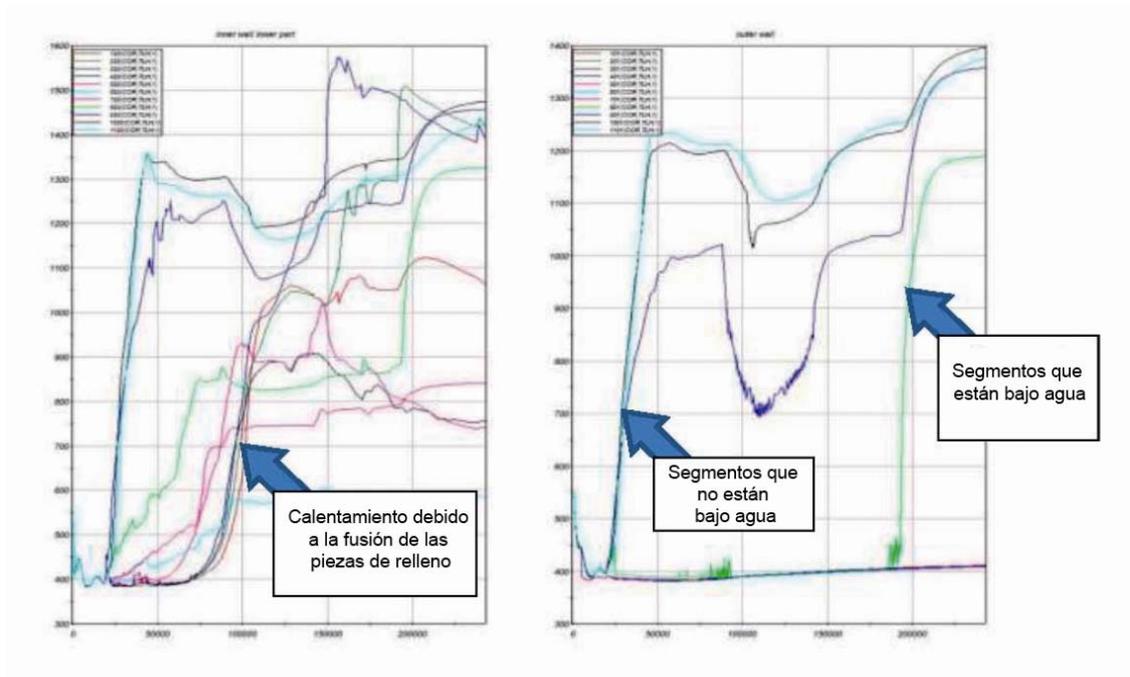


Figure 4-66: Temperatura de la pared del RPV en 11 segmentos (izquierda – pared interna; derecha – pared externa), caso con la conexión de la cavidad abierta.

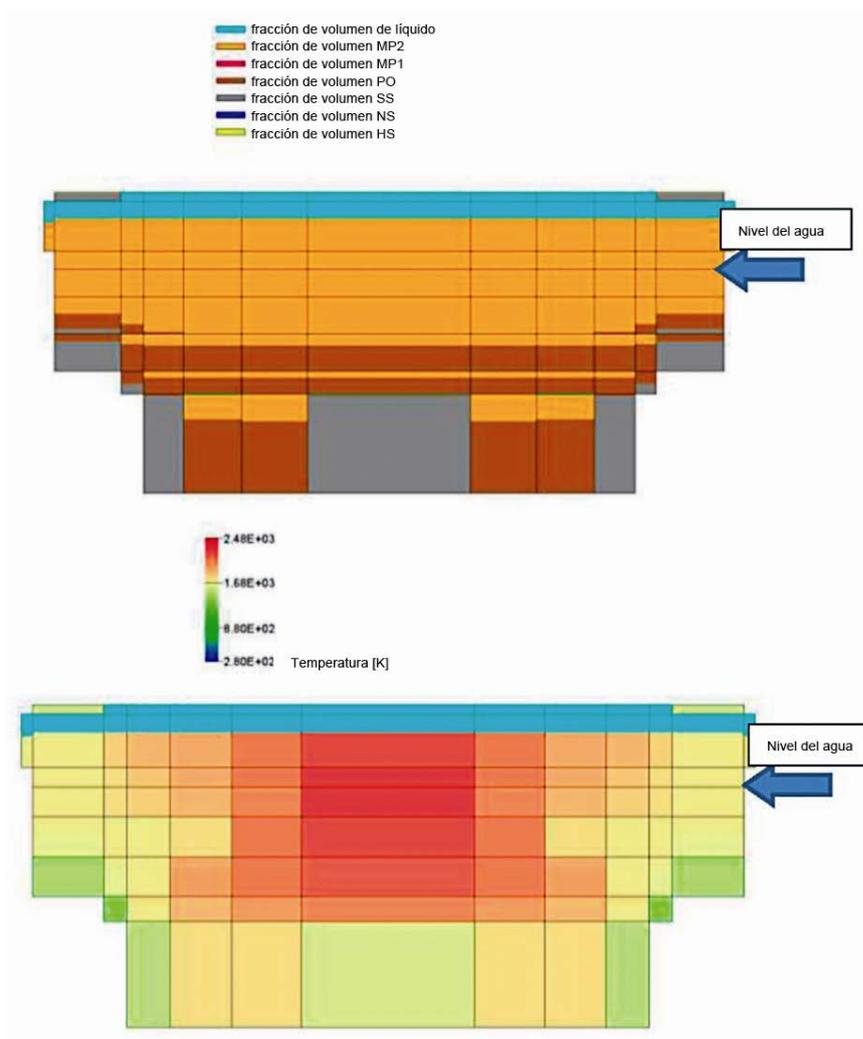


Figura 4-67: Temperatura y configuración del fundido, caso con la conexión de la cavidad abierta.

Resultados de los casos con la conexión de la cavidad abierta y aumento de la cantidad de agua en el sumidero por refrigeración externa

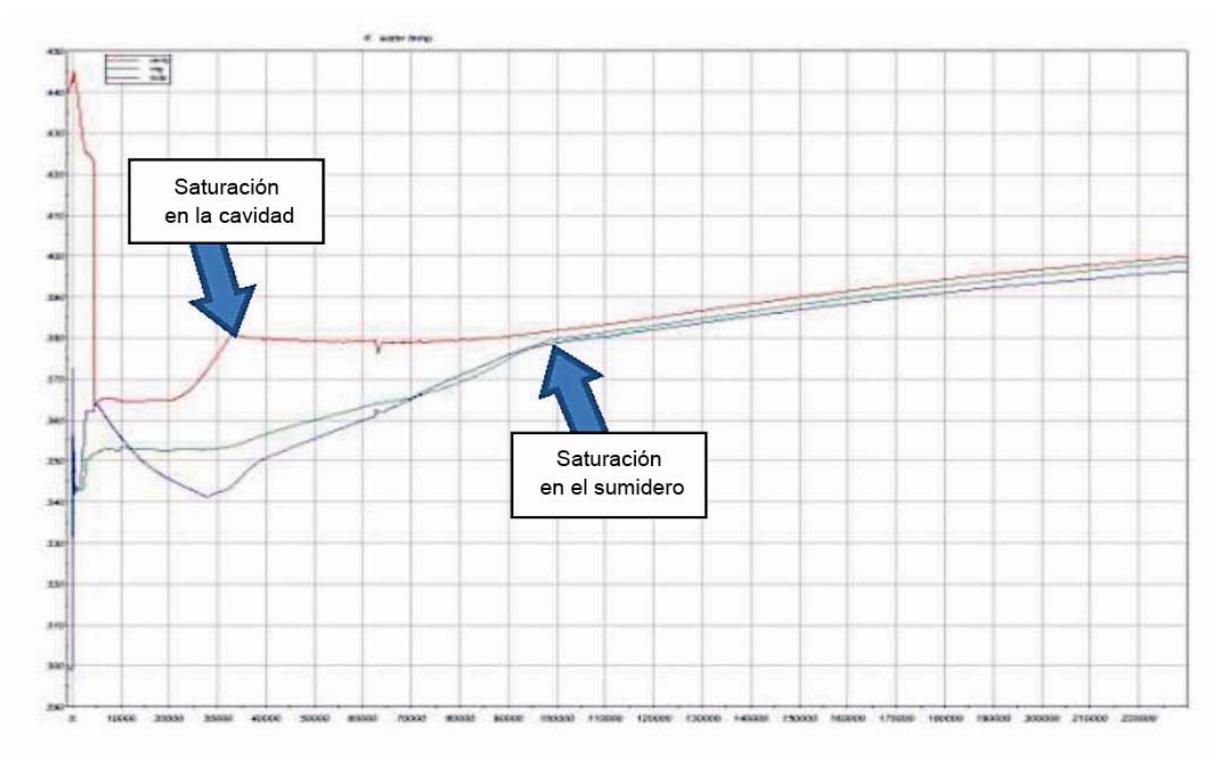


Figura 4-68: Temperatura del agua [K] en la cavidad, sumidero y anillo de la cavidad; tiempo en [s], caso con la conexión de la cavidad abierta y aumento de la cantidad de agua.

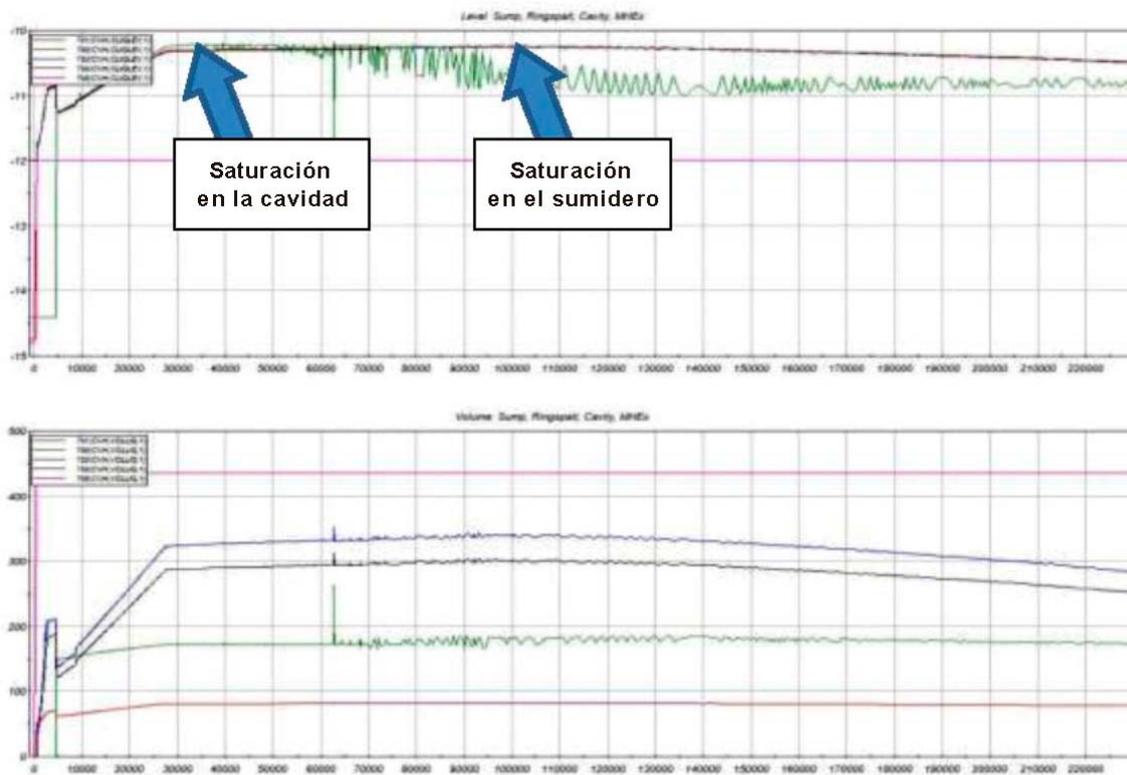


Figura 4-69: Nivel de agua (arriba, [m]) y volumen de agua (abajo, [m³]) en la cavidad, sumidero, anillo de la cavidad; tiempo en [s], caso con la conexión de la cavidad abierta y aumento de la cantidad de agua.

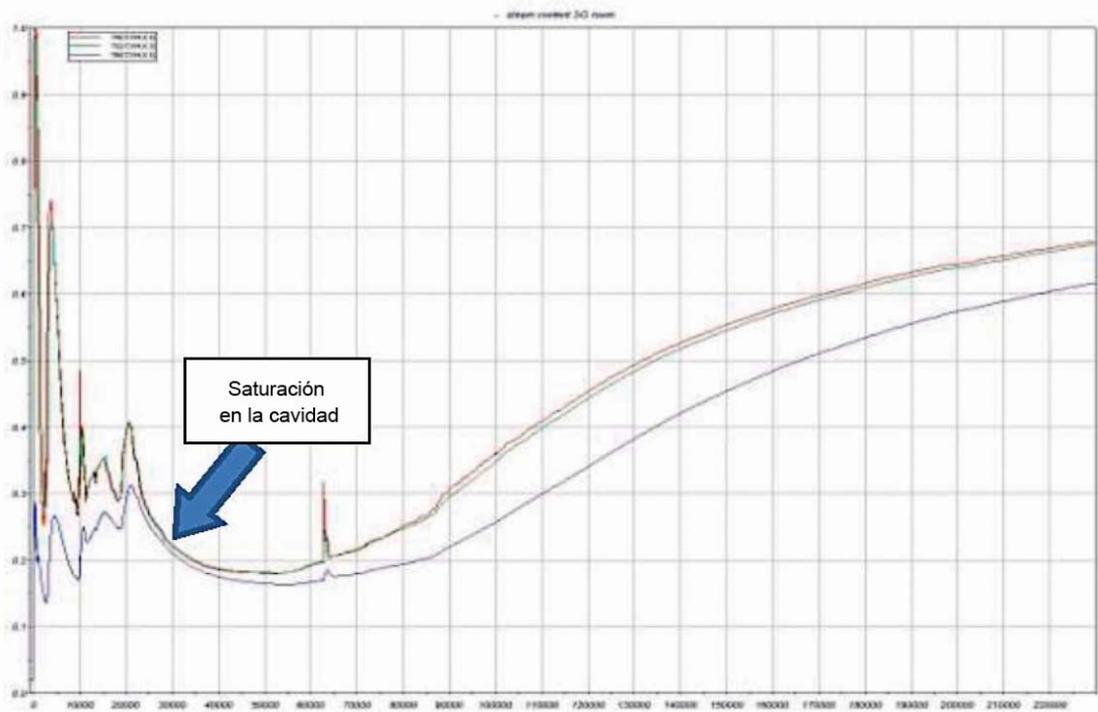


Figura 4-70: Concentración de vapor [-] en el recinto del GV (rojo, verde) y el domo (azul); tiempo en [s], caso con la conexión de la cavidad abierta y aumento de la cantidad de agua.



Figura 4-71: Presión de la contención [Pa], tiempo en [s], caso con la conexión de la cavidad abierta y aumento de la cantidad de agua.

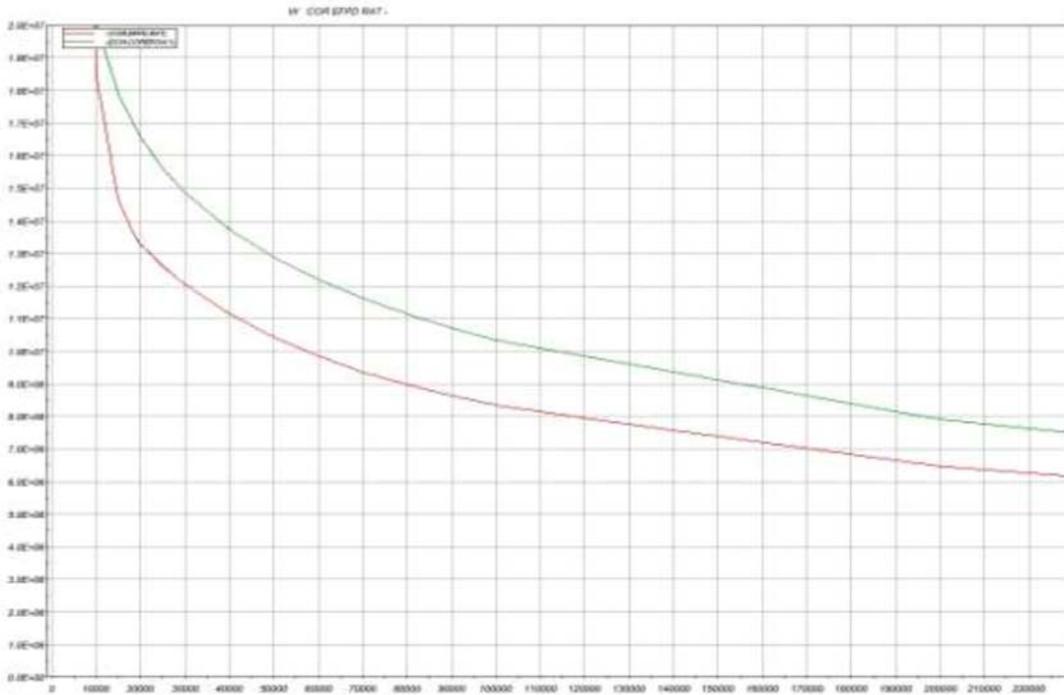


Figura 4-72: Potencia del núcleo [MW] total y actual, tiempo en [s], caso con la conexión de la cavidad abierta y aumento de la cantidad de agua.

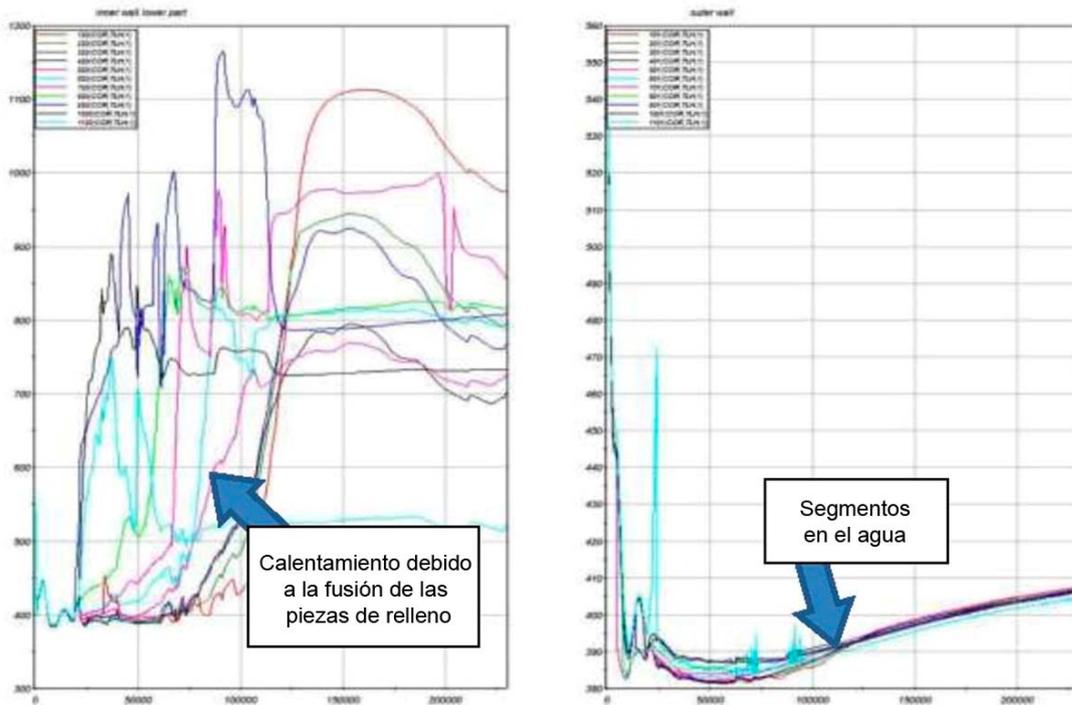


Figura 4-73: Temperatura de la pared del RPR en 11 segmentos (izquierda – pared interna; derecha – pared externa), caso con la conexión de la cavidad abierta y aumento de la cantidad de agua.

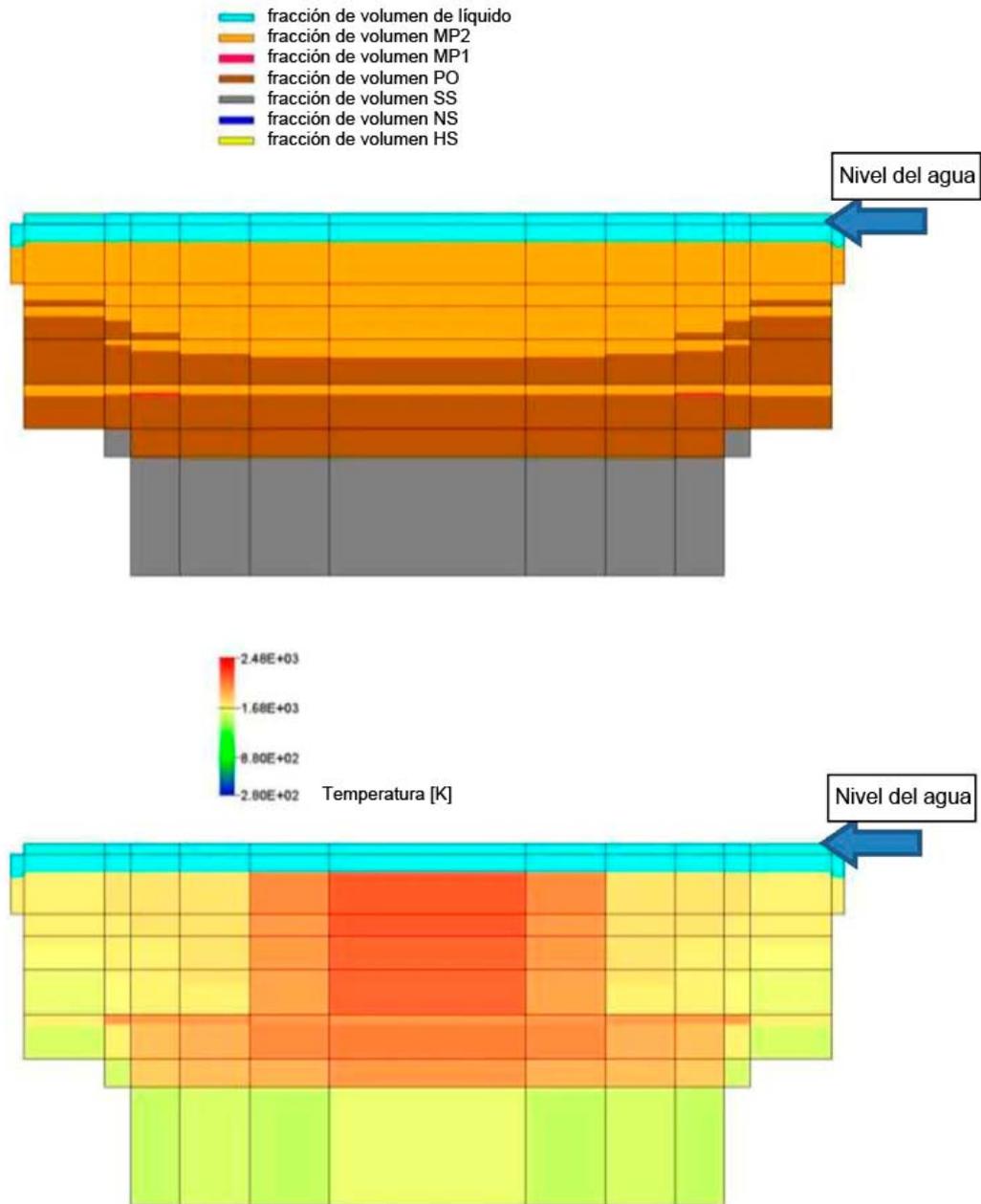


Figura 4-74: Temperatura y configuración del fundido, caso con la conexión de la cavidad abierta y aumento de la cantidad de agua.

4.3.1.1.2.3. Medidas de gestión de accidentes actualmente disponibles para hacer frente a las sucesivas etapas de un escenario de pérdida de la función de refrigeración en las piletas de almacenamiento de combustible

- Pérdida de la adecuada protección contra la radiación (blindaje de la columna de agua).

El Sistema de Refrigeración de Piletas de almacenamiento de elementos combustibles -EC- (FAK) consta de tres bombas (en operación funcionan dos y la tercera se encuentra en stand-by), las cuales están alimentadas de las red de emergencia mediante tres trenes diferentes.

El sistema además posee dos intercambiadores de calor para disipar el calor generado de las piletas de EC en el agua de refrigeración asegurada de servicio (PEB).

El Sistema de refrigeración de piletas y las piletas de EC gastado se encuentran en el edificio de piletas (UFA).

Si se perdiera por completo el sistema de refrigeración de piletas o el Agua de Refrigeración asegurada de Servicio, se produce una fase inicial de calentamiento del agua hasta saturación, con incremento del nivel, seguida de evaporación, con descenso de nivel.

Los tiempos en que ocurren estos fenómenos dependerán del número de EC depositados en las piletas y del calor de decaimiento de los mismos.

Para evaluar estos tiempos se considera que en forma simultánea ocurren las condiciones más desfavorables, es decir:

1. nivel de piletas de 16,14 m (nivel mínimo),
2. máximo número de EC depositados en piletas,
3. núcleo completo descargado en piletas como consecuencia de alguna condición operativa que lo requiera.

Esta última condición es muy improbable, debido a que la recarga de combustible se realiza con la instalación en operación. En consecuencia, no es la descarga del núcleo una acción sistemática como en los reactores PWR y no son probables condiciones anormales o de mantenimiento que originen esta operación.

La secuencia de tiempos para una situación de pérdida total de refrigeración será la siguiente:

- $t = 0$, nivel inicial 16,14 m, temperatura 47,48 °C (refrigerando con un solo tren), pérdida de la refrigeración.
- $t = 54$ horas para alcanzar la ebullición.
- $t = 37,5$ horas + 54 horas, para evaporar 1 m de agua, quedando las piletas con 15,14 m (2,59 m de agua por encima de los EC).
- $t = 134,5$ horas + 54 horas, para quedar al descubierto la parte superior de los EC (parte activa).

Si se considera que el núcleo continúa dentro del recipiente de presión, y las piletas están llenas de agua y sin refrigeración, los márgenes de tiempo serán mayores, ya que las potencias a disipar son menores:

- $t = 0$, nivel inicial 16,14 m, temperatura 41,23 °C (refrigerando con un solo tren), pérdida de la refrigeración.
- $t = 90$ horas para alcanzar la ebullición.
- $t = 55$ horas + 90 horas, para evaporar 1 m de agua, quedando las piletas con 15,14 m (2,59 m de agua por encima de los EC).
- $t = 197$ horas + 90 horas, para quedar al descubierto la parte superior de los EC (parte activa).

• **Análisis**

Los análisis fueron realizados sobre el peor escenario (núcleo evacuado y piletas llenas de EC gastados). Si bien este escenario tiene baja probabilidad de ocurrencia, a partir de estas hipótesis conservativas se obtienen tiempos más cortos, lo que permite definir conservativamente los tiempos de las acciones a seguir para restablecer la refrigeración de las piletas.

• **Calentamiento hasta saturación**

Se supuso que antes de evento se contaba con un único tren de refrigeración. En consecuencia, la temperatura de la piletas se encontraba en 47,48 °C. Las alarmas de temperatura alta (38 °C) y temperatura muy alta (41 °C) estaban inicialmente presentes.

Hasta aproximadamente 60 °C es posible realizar acciones manuales, dado que todavía no estarían comprometidas las condiciones en el edificio de piletas: El tiempo estimado en que se alcanza esta temperatura es de aproximadamente 13 horas. Posteriormente, el acceso al edificio será limitado y requerirá equipos de protección personal.

Teniendo en cuenta que la temperatura de diseño de las piletas de elementos combustibles es de 80 °C, el tiempo sin refrigeración hasta llegar a la misma será de aproximadamente de 33,6 horas desde el comienzo de la pérdida del sistema de refrigeración.

- **Descenso de nivel de agua de las piletas por evaporación**

Alcanzados los 100 °C, comenzará la ebullición del agua en las piletas. La evaporación del inventario de agua producirá el descenso de nivel pero se prevé que la función de refrigeración de los EC se sigue manteniendo.

El descenso de nivel en las piletas activará las alarmas de bajo nivel y, en esta situación, está previsto que la reposición se realice mediante el sistema de purificación de piletas (FAL), mientras se trata de recuperar los trenes de refrigeración.

Como instrumentación de monitoreo se dispone de temperaturas del agua de piletas de EC que, como integrantes de la instrumentación post-accidente, están calificados para las condiciones de accidente de base de diseño (LOCA).

Se dispone de aproximadamente 91,5 horas hasta tener 2,59 m de espesor de blindaje de agua, para poder recuperar el nivel y el sistema de refrigeración.

- **Situaciones límites (“cliff edge”)**

- En 91,5 horas se alcanzará la condición en que el blindaje biológico es insuficiente (1m debajo del nivel mínimo / 2,59 m por encima del combustible).

El tiempo en que se llegaría a la temperatura de diseño (80 °C) en las piletas (condiciones más desfavorables, piletas llenas + núcleo fresco) es aproximadamente 33,6 horas.

- **Descubrimiento de la parte superior de los EC**

Se considera muy poco probable que se pueda llegar al descubrimiento de la parte activa de los EC, debido a los tiempos extremadamente largos que implica esta situación (188,5 horas), lo cual permitirá realizar las acciones de recuperación del nivel y de refrigeración en las piletas.

- **Degradación de los EC**

Como se indicó en el punto anterior es extremadamente improbable que se llegue a la degradación de los EC, debido a que se dispondrán de 188,5 horas para tomar las acciones necesarias para recuperar el sistema de refrigeración.

- **Robustez**

Como se observó en los apartados anteriores y teniendo en cuenta que el peor escenario (pileta llena con núcleo del reactor evacuado) tiene muy poca probabilidad de ocurrir, si las piletas de almacenamiento de EC gastados no tuvieran la posibilidad de refrigeración alguna como sería el caso de un SBO, dado el gran volumen de agua disponible y su inercia térmica asociada, se estima que se dispone de tiempo suficiente para lograr recuperar la refrigeración en las mismas.

4.3.1.1.2.4. Mejoras previstas

En base a las evaluaciones realizadas se han identificado las siguientes mejoras previstas:

- Suministro de energía eléctrica adicional.
- Remoción de calor residual vía GV: Inyección de agua adicional a los GV.
- Programa de gestión de accidentes (Accident Management).

- **Suministro de energía eléctrica adicional**

Entre las mejoras más importantes previstas en relación con el suministro de energía adicional, cabe mencionar las siguientes:

- Revisión de procedimientos para extender el uso de los GD utilizando los tanques adicionales de combustible: Se revisarán los programas de mantenimiento y pruebas, incluyendo verificación de nivel de tanques combustible, agua y lubricantes. Se debe garantizar que los cálculos presentados, en cuanto a las provisiones mínimas necesarias, son mantenidos por el sistema de inspecciones y pruebas. Esto se implementará hacia fines de 2013.
- Se evaluará la posibilidad de conectar con CNA II uno de los tres nuevos GD de CNA I (EPS, 3,4 MW cada uno). Disponer de dicha conexión permitirá contar con las siguientes opciones de extracción del calor residual:

- Lado primario: cadena de refrigeración principal (RHR) incluyendo los componentes auxiliares; y/o
- Lado secundario con remoción del calor residual a través de SG conectando a una bomba de arranque y parada con la correspondiente estación de válvulas de alivio. En este caso se debe analizar la reposición de agua para el mantenimiento de la refrigeración a largo plazo.

Esta mejora se implementará hacia fines de 2015.

- Mantener las torres de enfriamiento actuales como modo alternativo de refrigeración de dos de los GD de CNA II. Esta mejora se implementará hacia fines de 2015.
- Desconexión de cargas innecesarias para incrementar la duración de las baterías. Esta mejora se implementará hacia fines de 2015.
- Análisis de la disponibilidad de las líneas de alimentación eléctrica externas incluyendo interconexión en alta tensión de las líneas de 220 kV y 500 kV. Esta mejora se implementará hacia fines de 2013.
- Conexión a GDM. Esta mejora se implementará hacia fines de 2014.
- Uso de combustible de la caldera auxiliar para incrementar la autonomía de los GDs. Esta mejora se implementará hacia fines de 2014.

• Remoción de calor a través de los generadores de vapor

La remoción de calor se realiza a través de la inyección de agua adicional a los GV y venteo vía las válvulas de alivio de los GV: En este caso, está previsto incorporar una mejora que permita extender el suministro de agua a los GVs por más tiempo que consistirá en el mencionado GDM y el suministro de agua desde un reservorio alternativo. Se está evaluando la posibilidad de que dicho reservorio este constituido por tomas de agua desde la napa subterránea. Esta previsto implementar esta mejora para fines de 2014.

• Programa de gestión de accidentes

Desarrollo de programas para la Gestión de Accidentes más allá de las bases de diseño y para la gestión de accidentes severos:

Para los eventos postulados se prevé definir caminos de éxito (success path), es decir definir los sistemas necesarios que deben actuar para enfrentar exitosamente los escenarios causados por dichos eventos. Están previstas las siguientes acciones:

- Inundación del foso del reactor desde la pileta de EC gastados con el sistema de limpieza y purificación del agua de las piletas (FAL), con reposición de agua desde el tanque de agua desmineralizada (GHC), del sistema de agua antiincendio o desde un reservorio externo.
- Cierre de la ventilación del edificio de distribución (UBA, switchgear building) y utilización de equipos portátiles de purificación.

Estas mejoras se implementarán en 2015.

4.3.1.1.3. Central Nuclear Embalse

La Central Nuclear Embalse (CNE) adquirió al CANDU Owner Group (COG) las guías genéricas para accidentes severos desarrolladas para los reactores CANDU (SAMG), basadas en las Guías para Accidentes Severos desarrolladas por la empresa Westinghouse de EE. UU. Luego contrató a la empresa CANDU Energy de Canadá para el desarrollo de las Guías Específicas para Accidentes Severos aplicables a CNE. El proyecto consiste de cuatro grupos diferentes de guías:

- SACRGs: Guías para el control de accidentes severos en la sala de control (Severe Accident Control Room Guidelines)
- SAGs: Guías de accidentes severos (Severe Accident Guidelines)
- SCGs: Guías aplicables a desafíos severos (Severe Challenge Guidelines)
- SAEGs: Guías para salir de accidentes severos (Severe Accident Exit Guidelines)

El proyecto se está desarrollando en dos fases. El alcance de la Fase I corresponde al desarrollo de las SAGs, en el siguiente orden de prioridad:

- SAG-1: Inyección al sistema de transporte de calor (Inject into the Heat Transport System)
- SAG-2: Control de la condición del moderador (Control Moderator Conditions)

- SAG-3: Control de las condiciones del tanque del sistema de blindaje de extremos / bóveda de la calandria (Control Shield Tank/Calandria Vault Conditions)
- SAG-4: Reducción de la liberación de productos de fisión (Reduce Fission Product Releases)
- SAG-5: Reducción del hidrógeno en la contención (Reduce Containment Hydrogen)
- SAG-6: Control de las condiciones de la contención (Control Containment Conditions)
- SAG-7: Inyección dentro de la contención (Injection into Containment)

Estas Guías se han completado y actualmente están siendo revisadas por el Titular de la Licencia.

4.3.1.1.3.1. **Medidas de gestión de accidentes actualmente disponibles para la protección del núcleo en las distintas etapas de un escenario de pérdida de la función de refrigeración del mismo**

El reactor de la CNE posee un diseño robusto para la prevención de accidentes severos que incluye características que permiten tanto acciones preventivas como de mitigación. Las previsiones de ingeniería están enfocadas a evitar el daño al núcleo, detener la progresión del daño al núcleo, retener el núcleo dentro de la vasija de la calandria, mantener la integridad de la contención y minimizar las emisiones. La progresión de accidentes en los reactores CANDU con o sin daño al núcleo está fuertemente influenciada por el diseño del reactor; en particular, la baja presión existente en el moderador contenido en la vasija de la calandria y rodeando los tubos de presión, así como una importante cantidad de agua liviana presente en la bóveda (vault) de la calandria, que rodea a la misma, actúa como sumidero térmico pasivo y agrega un significativo retraso en la progresión de la secuencia de un accidente severo. Tal retraso es beneficioso para la toma de decisiones y para la implementación de las correspondientes acciones de mitigación.

Se pueden distinguir dos categorías de accidentes:

- **Accidentes dentro de las bases de diseño:** constituyen aquellos accidentes en los cuales la geometría del núcleo es preservada (el combustible permanece dentro de los tubos de presión, intacto) y la refrigeración del núcleo es mantenida. Los accidentes en los reactores CANDU, tales como LOCA coincidente con la falla en la reposición de refrigerante desde el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS) son analizados como parte de los accidentes base de diseño. En este caso, el moderador puede remover el calor del reactor previniendo la fusión del combustible y manteniendo la integridad de los canales de combustible. Este tipo de accidente dentro de las bases de diseño es llamado accidente con daño al núcleo limitado (LCDA, Limited Core Damage Accident). En los LCDA, el material del combustible permanece dentro de los límites del SPTC y la refrigeración del núcleo es mantenida mientras el sistema moderador esté disponible. Eventos que involucren daño al combustible limitado no requerirán la utilización de las “Guías de Manejo de Accidente Severo”, ya que esos eventos han sido anticipados y volcados en los Procedimientos Operativos de Eventos Anormales (AEOPs, Abnormal Events Operating Procedures).
- **Accidente severo con daño significativo al núcleo:** es posible sólo dentro de las siguientes condiciones adicionales: pérdida de refrigerante del SPTC con pérdida del sistema de refrigeración de emergencia (ECCS, Emergency Core Cooling System) y una pérdida adicional del moderador como sumidero térmico. Se caracterizan porque un gran número de canales de combustible falla y colapsa hacia el fondo de la calandria, y son denominados accidente con daño al núcleo severo (SCDA, Severe Core Damage Accident). Su manejo está basado en las guías para el manejo del accidente severo (SAMG - Severe Accident Management Guides).

En el diseño de los reactores CANDU 6 la fusión a alta presión y el calentamiento directo de la contención están excluidos como se explica más adelante. La inserción de reactividad incontrolada es manejada mediante dos sistemas de extinción rápidos y altamente confiables. Los voluminosos inventarios de agua que rodean al combustible y al núcleo en su totalidad actúan como sumidero térmico para remover el calor de decaimiento después de la parada del reactor. Incluso si todos los sistemas de remoción del calor de decaimiento fallan, la gran cantidad de agua disponible permite que exista un tiempo suficiente para la implementación de las acciones de manejo del accidente severo y dado que la remoción del calor se realiza a través de la evaporación pasiva, no hay necesidad de accionar ninguna válvula o bomba.

La guía para la parte preventiva de accidentes la proporcionan los Procedimientos de Operación de Emergencia (EOPs – Emergency Operating Procedures), mientras que las SAMG cubren la mitigación de accidentes severos y son utilizadas por los operadores ante un escenario que evolucione hacia un daño severo al núcleo. En este caso las barreras previstas para evitar la liberación de productos de

fisión (la contención, los tubos de los GV, el sistema de aislación, etc.) deben ser protegidas y para esto, los desafíos potenciales a estas barreras deben ser identificados y tratados.

Los accidentes severos en los reactores CANDU progresan a través de un número finito de estados de daño del núcleo (CDS – Core Damage States) descriptos en la Tabla .

	Estado de daño del núcleo	Criterio para el desafío
CDS1	El combustible se calienta dentro del canal debido a la pérdida del refrigerante primario	SPTC desprovisto de refrigerante
CDS2	Los canales de combustible calientes se desensamblan y liberan su contenido dentro de la vasija de la Calandria.	Se rompen los discos de ruptura de la calandria y las primeras filas de canales de combustibles quedan descubiertas.
CDS3	Los segmentos colapsados y desensamblados de los canales evaporan el agua remanente en la Calandria.	El inventario del moderador en la calandria es completamente evaporado por los desechos del núcleo.
CDS4	El fondo de la vasija de la Calandria falla debido a la carga de los desechos del núcleo y los desechos liberados por el tanque de blindajes/bóveda de la calandria. Los desechos al principio son contraídos y refrigerados por la evaporación del agua acumulada en el tanque de blindaje/en el piso de la bóveda de la calandria.	La vasija de la calandria falla.
CDS5	El tanque de blindaje/bóveda de la calandria se secan, penetran el piso del tanque de blindaje/bóveda de la calandria y el "corium" se relocaliza en el sótano del edificio de reactor.	Los desechos del núcleo penetran el piso del tanque de blindaje/bóveda de la calandria.

Tabla 4-14: Estados de daño del núcleo.

Las SAMG corresponden a la etapa de mitigación y las condiciones de comienzo son tales que ya ha ocurrido daño al combustible o este es inminente. La condición de finalización de cada guía corresponde a haber alcanzado un estado estable que se especifica en las mismas Ese estado estable corresponde al confinamiento del material radiactivo preservando al menos la contención y la remoción de calor a largo plazo.

El análisis de consecuencias del APS identifica tres prerrequisitos para la liberación de productos de fisión al medio ambiente durante un accidente severo:

- La liberación de una cantidad significativa de radiactividad del combustible.
- La existencia de una vía abierta para el medio ambiente.
- Una fuerza que facilite el transporte de productos de fisión desde su punto de liberación inicial a través de la vía abierta hacia el medio ambiente.

La prevención de estas vías o la posibilidad de cerrar cualquier vía abierta evitará las emisiones al medio ambiente. Se da prioridad a cerrar o prevenir la primera de las vías posibles de escape a fin de evitar la amenaza a la contención.

En cuanto a la estrategia de mitigación, considerada en el desarrollo de las SAMGs para detener la progresión del accidente manteniendo el enfriamiento de la calandria, esta consiste en rellenar la vasija de la calandria o inyectar agua a la bóveda de la misma y mantenerla inundada el tiempo necesario para mantener su integridad. Sin embargo, en el próximo nivel de defensa, han sido considerados los fenómenos "extra bóveda" de la calandria y las previsiones de diseño han sido revaluadas, por lo que la utilización de las SAMGs apunta a la protección de las funciones de contención.

4.3.1.1.3.2. Medidas de gestión de accidentes y características de diseño de la planta para la protección de la integridad de la función de confinamiento tras la ocurrencia del daño al combustible

La función de la protección de la contención requiere la limitación de la temperatura interior y la presión en su interior. El análisis del accidente severo para el diseño genérico de los reactores CANDU 6 ha sido revisado para identificar escenarios que podrían presentar un desafío a la integridad de la contención. La principal conclusión de esta revisión es la siguiente:

Los escenarios de liberación del núcleo fundido no representan un desafío a la contención para los reactores CANDU. La despresurización del SPTC (ya sea directamente a través de una pérdida del sistema o indirectamente vía la despresurización automática del lado secundario por la apertura de las válvulas de seguridad de vapor) ocurre mucho antes de la potencial formación de condiciones de fusión del núcleo. Incluso si los mecanismos de despresurización fallasen, el sobrecalentamiento del combustible causaría la falla de un limitado número de canales de combustible, los cuales despresurizarían el SPTC.

De este modo, los canales de combustibles de los reactores CANDU 6 actúan como “fusibles de alivio de presión” que no dejarían que un accidente progrese y produzca alta presión y alta temperatura del SPTC.

El “bypass” de la contención a través de la rotura de los tubos de los generadores de vapor es altamente improbable durante un accidente severo en los reactores CANDU. En los escenarios de accidentes severos, los tubos de presión se romperían antes que fallen los tubos de los GV por sobrepresión del SPTC. Las válvulas de alivio del SPTC limitarán la presión del mismo hasta valores por debajo de los valores de rotura de los tubos de los GV. Así se evita la consecuencia de que la rotura de tubos de los GV conduzca al “bypass” de la contención.

Las explosiones de vapor (interacción energética entre combustible / refrigerante) son consideradas improbables durante la progresión del accidente severo en los reactores CANDU porque la geometría del núcleo establece el modo por el cual el material caliente del núcleo se pone en contacto con el agua. En el caso de un escenario de muy alta presión en el SPTC uno o más tubos de presión romperían, aliviando dicha presión. Al romperse los tubos, el material caliente del núcleo pasaría al moderador que se encuentra a baja presión (0,26 kg/cm²) y baja temperatura (71 °C) actuando éste como sumidero térmico para dicho material.

Los principales desafíos identificados son debidos a la producción de hidrógeno, a la lenta sobre presurización de la contención y a la interacción del núcleo fundido con el hormigón del recinto de la calandria (MCCI, Molten Corium Concrete Interaction).

Una de las estrategias que se está analizando para la gestión del hidrógeno consiste en diluir el hidrógeno de la atmósfera de la contención a fin de evitar su combustión y mantener la integridad de la contención en el largo plazo. La dilución de hidrógeno con aire es posible mediante la utilización de los tanques de aire comprimido pertenecientes al sistema de aire de instrumentación existente en el recinto del reactor para inyectar aire y así disminuir la concentración del hidrógeno dentro de la contención manteniéndola por debajo del valor de mezcla explosiva (4%).

Otra de las estrategias se basa en la homogenización de los gases presentes en la atmósfera de la contención, dado que las características del diseño de la misma favorece la circulación, tanto natural como forzada a través de los refrigeradores locales de aire (LAC, Local Air Coolers) en caso que estuviesen disponibles.

Como se ha indicado precedentemente, se ha desarrollado la guía específica SAG-5, basada en presurizar la contención para diluir la concentración de hidrógeno. Las distintas alternativas favorecen el incremento de la concentración de vapor dentro de la contención.

Estrategia #2 - Presurización de la contención con vapor para diluir la concentración de hidrógeno.

Disponibilidad de alineación

ALINEACIÓN	Alineación 2a	Alineación 2b	Alineación 2c	Alineación 2d	Alineación 2e	Alineación 2f	Alineación 2g
DESCRIPCIÓN	Presurizar la contención con vapor desconectando la refrigeración de los enfriadores locales de aire (LACs).	Presurizar la contención con vapor desconectando el rociado (dousing).	Presurizar la contención con vapor desconectando la refrigeración del sistema ECCS.	Presurizar la contención con vapor desconectando la refrigeración del moderador.	Presurizar la contención con vapor desconectando la refrigeración de los blindajes de extremo.	Presurizar la contención con vapor desconectando el sistema de refrigeración en parada.	Presurizar la contención con vapor desconectando el agregado de agua al edificio del reactor.
ENERGÍA ELÉCTRICA REQUERIDA (SI / NO) ⁽¹⁾							
Suministro eléctrico	Si ¹	No ³	No ²	No ²	No ²	No ²	No ⁴
FUENTE DE REFRIGERACIÓN REQUERIDA (SI / NO) ⁽¹⁾							
Fuente de refrigeración	No	No	No	No	No	No	N/a
NIVEL DE AGUA REQUERIDO							
Nivel de agua ⁵	N/A	N/A	Adecuado	Adecuado	Adecuado	N/A	N/A
Condiciones que pueden limitar el uso de la estrategia	Si la bomba del sistema ECCS está funcionando con el intercambiador de calor desconectado ; para refrigerar a este último, puede ser necesario conectarlo intermitentemente para mantener la temperatura del agua del sumidero dentro de los límites aceptables para la operación de la bomba del ECCS.						

* Si / No determina si el ítem está disponible en cada estado.

Nota:

- (1) Los motores de los ventiladores de aire locales (LACs) deberían ser mantenidos en funcionamiento para ayudar a la dispersión del hidrógeno.
- (2) Si es necesario para mitigar la progresión del accidente, debe ser permitido que operen para proporcionar la circulación / refrigeración requerida.
- (3) Las válvulas que actúan el rociado necesitan estar cerradas (puede ser necesario el aire de los instrumentos para el control neumático de los circuitos de dichas válvulas requieran estar aisladas).
- (4) Discontinuar todas las otras fuentes de agregado de agua externa para refrigerar la contención. Sólo debería continuar un mínimo agregado de agua para alimentar a los GVs.
- (5) Se necesitará mantener un nivel de agua adecuado en los lugares donde se encuentren escombros (debris) del núcleo para asistir a la generación de vapor y minimizar la producción de hidrógeno.

Tabla 4-15: Descripción de alternativas para incrementar el tenor de vapor

Tal como ya se mencionó, las SAMGs específicas para el control del hidrógeno en situaciones de accidente severo aún están siendo desarrolladas. Estas SAMGs consideran situaciones tanto de venteo como de no venteo de la contención. Además, como segunda línea de defensa se prevé instalar recombinadores auto catalíticos pasivos (PAR) para incrementar los márgenes de seguridad y asegurar el control de la concentración de hidrógeno sin necesidad de suministro eléctrico.

Una lenta sobre-presurización de la contención puede ocurrir debido a la producción de vapor por calor de decaimiento como resultado de la pérdida del sumidero térmico. Los gases no condensables, que contribuirían a la presurización, pueden también ser generados por interacciones termo-químicas de materiales calientes del núcleo. Las características de diseño existentes que protegen la integridad de la contención contra la sobre-presurización son el gran volumen de la contención (48.000 m³ de volumen neto), la condensación pasiva en las estructuras del edificio de la contención, los enfriadores de aire locales y el rociado desde el recipiente del sistema de rociado (dousing). Se está desarrollando una SAMG específica para enfrentar este escenario y se prevé para la extensión de vida de planta, la instalación del sistema de venteo filtrado de la atmósfera de la contención. Estas mejoras estarán implementadas hacia fines de 2015.

Además de la mencionada modificación a la instalación de venteo filtrado prevista para la nueva etapa de operación (post refurbishment), el diseño actual permite dos posibilidades de venteo que se están analizando. Una es el venteo de la contención desde el sistema de rociado (dousing) y a través de los GV, por lo que el depurado (scrubbing) de lo que se vendea es por el paso a través del agua de los mismos. Otra forma de venteo, que permite el diseño actual, es mediante la apertura de las válvulas del puerto de combustibles quemados desde los recintos de mantenimiento de la máquina de carga hacia el recinto de la máquina de recambio de elementos combustibles (EC) (R 001, fuelling machine room) y desde éste por el canal de transferencia hacia la piletta de recepción y a la atmósfera del edificio de servicios haciendo el depurado a través del

agua de la pileta del recinto R 001. Ambas posibilidades de venteo están previstas en una de las SAMG (Severe Challenge Guideline (SCG) 2).

La primera opción (venteo de la contención a través del dousing / GVs) se basa en considerar que en esa etapa del accidente severo, el reservorio del dousing se encuentra vacío. En dichas circunstancias la evacuación se haría desde la cañería que baja del dousing hacia las válvulas PV7 y PV41 y luego hacia los GV donde atravesaría el agua presente en los mismos y se evacuaría a través de las válvulas de seguridad de vapor principal.

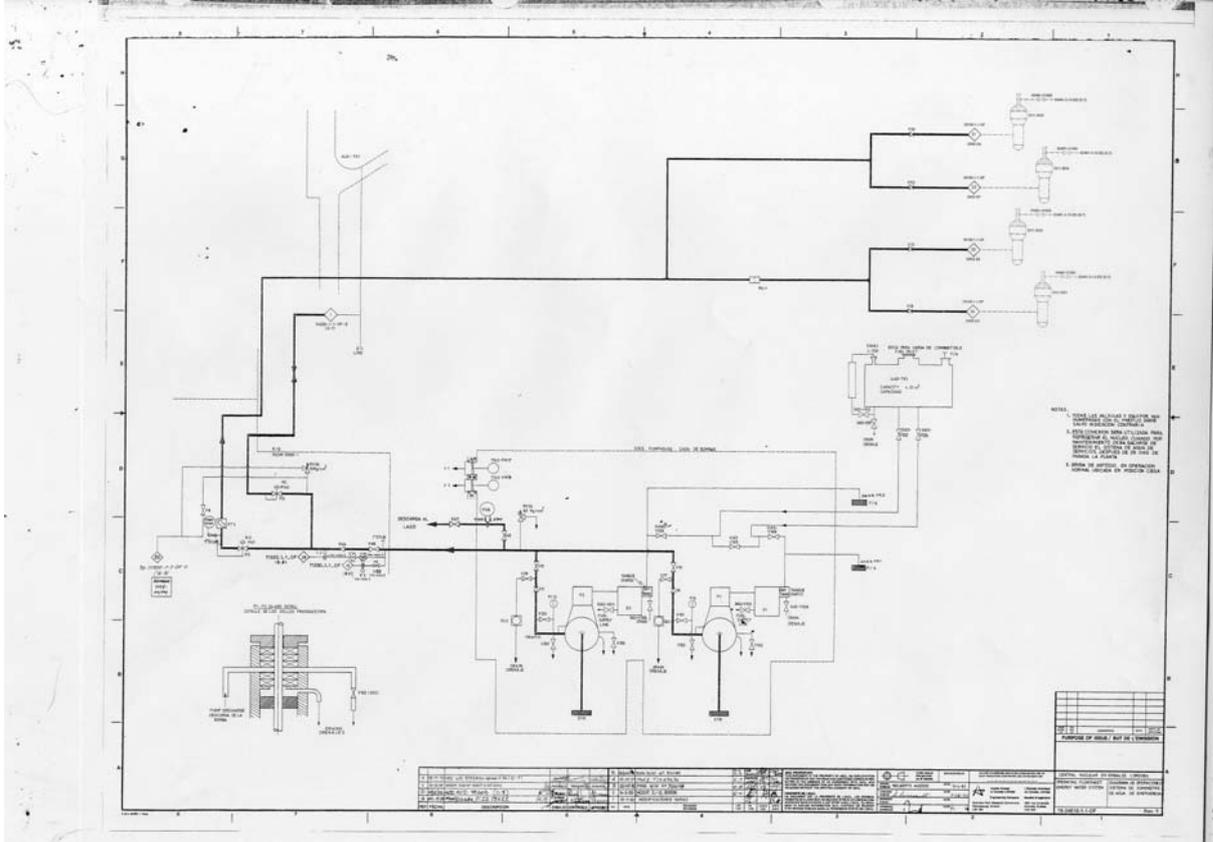


Figura 4-75 Venteo a través de los GV.

La segunda opción (venteo desde el recinto R 001 / Edificio de Servicios) consiste en abrir las dos válvulas en serie de los puertos lado A y lado C con la máquina de carga desacoplada del puerto de combustible quemado, con lo cuál se presuriza el recinto R 001. Para este caso el nivel de agua bajaría hasta los 3,5 m que es el nivel donde comienza el canal de transferencia de los elementos combustibles, permitiendo el venteo hacia la pileta de recepción, alcanzando el Edificio de Servicios (atmósfera).

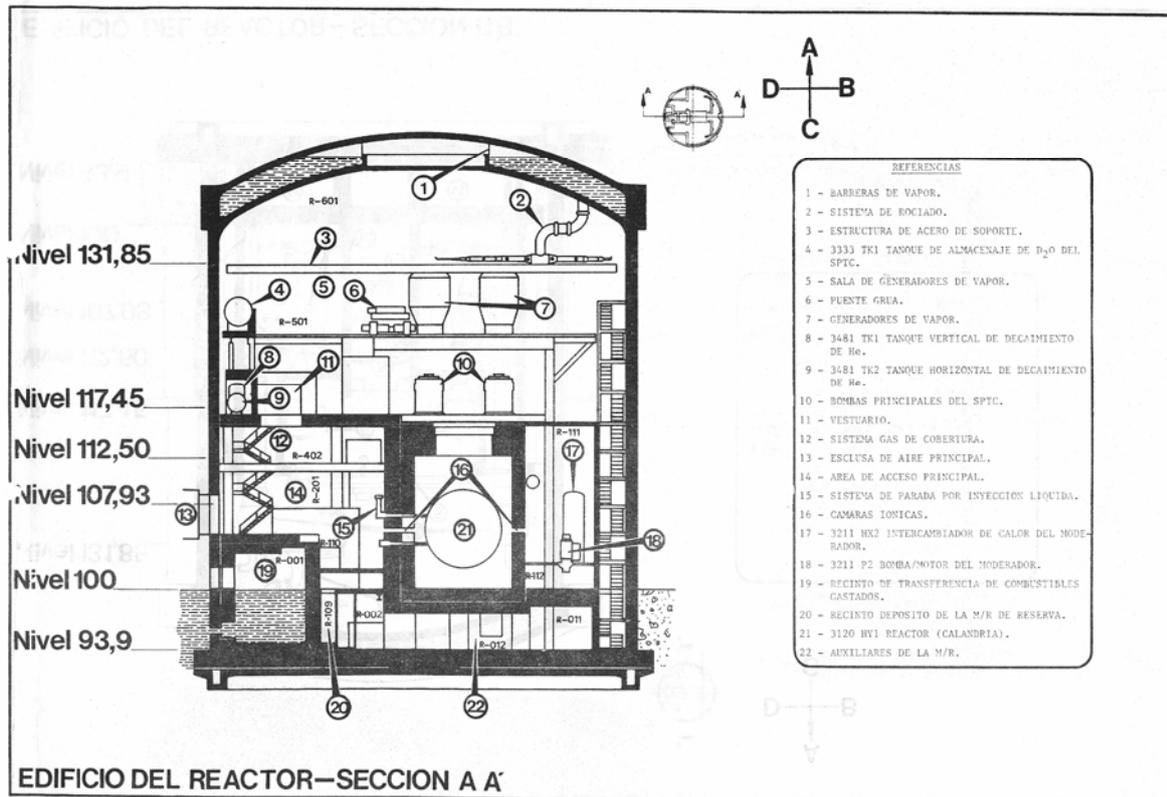


Figura 4-76: Vento desde el recinto R 001

La prevención de que el núcleo fundido atravesase el hormigón de la fundación del edificio del reactor está considerada en una SAMG que contempla la inyección de agua dentro de la contención para limitar la interacción del núcleo fundido con el hormigón (MCCI). En las evaluaciones genéricas del diseño CANDU 6, fueron identificadas estrategias preferidas y alternativas para dicha prevención, considerando la disponibilidad de los sistemas que pueden ser usados para la inyección de agua y las condiciones esperadas resultantes de varios escenarios de accidente severo. Las mismas evaluaciones genéricas, permiten concluir que, si la parte del núcleo que atravesó los límites de la vasija del moderador no estuviera sumergido en agua y refrigerado, el MCCI no ocurriría hasta al menos dos días después de la iniciación del accidente y se espera que recién transcurridos cuatro días después del accidente comience la interacción con el hormigón. En consecuencia, se dispondrá del tiempo suficiente para la implementación de las acciones de mitigación previstas para detener la progresión del accidente y mantener la planta en un estado controlado y estable. Esta consideración fue tomada en cuenta en el desarrollo de las guías de gestión de accidente severo de la CNE.

Es importante mencionar que la re-criticidad del núcleo no es posible, debido a que esta planta opera con un exceso de reactividad pequeño por tener recambio de combustible durante la operación (on line) debido a que posee combustibles de uranio natural y requiere agua pesada como moderador. Además, en caso de accidente, los sistemas de inyección de emergencia inyectarán agua liviana, que actuará como un veneno neutrónico, imposibilitando recuperar la condición de criticidad en el núcleo. Esto es también válido, si la re-inundación del núcleo se realizara por medios externos ya que también se inyectaría agua liviana.

Condiciones de Planta que Requieren una Transición a las SAMG

El daño estructural severo al núcleo comienza cuando se inicia la falla de los canales de combustible debido a su elongación, que es causada por la falla del moderador en actuar como sumidero térmico. Aquellos eventos que causan dicho escenario involucrarían la falla de la refrigeración del combustible (bajo caudal de refrigerante, baja presión inter-colectores, pérdida de sub-enfriamiento) y nivel del moderador decreciente (pérdida de inventario del moderador). Sin embargo, también se prevé aplicar

las SAMG ante síntomas de una liberación significativa de productos de fisión o la ocurrencia de una generación de hidrógeno relevante, incluso si la refrigeración del moderador estuviera disponible.

Aunque es muy poco probable la ocurrencia de eventos caracterizados por un súbito incremento de la reactividad coincidente con la falla de los sistemas de extinción del reactor, este escenario implicaría un transitorio caracterizado por un pulso de potencia de pocos segundos de duración.

Otra categoría de eventos para los cuales está previsto la utilización de las SAMG, son la pérdida prolongada del sistema secundario coincidente con la pérdida del sistema de refrigeración de parada (sumideros térmicos).

Para que cualquiera de los escenarios arriba mencionados resulte en un daño severo al combustible, la temperatura en los canales afectados debe alcanzar un valor cercano a los 1000 °C. El criterio determinante para pasar de aplicar los AEOP a las SAMG (transición), está dado por la medición de la temperatura del refrigerante (indicación directa de las condiciones del núcleo), generando acciones tempranas (preventivas) previstas para evitar el daño generalizado al combustible. La escala de tiempo de los desafíos a las barreras de liberación de productos de fisión es dependiente de la secuencia del evento.

Se ha determinado que las características de diseño de la contención de las plantas CANDU permiten aseverar que su integridad estará asegurada al menos por 24 horas desde la iniciación del accidente. Sin embargo, como muestra la *Tabla 4-16* esto puede variar considerablemente dependiendo de los modos de falla y del tipo de desafío a la contención.

La *Figura 4-77* ilustra la evolución característica de la presión de la contención durante la secuencia de la pérdida de todos los sumideros térmicos.

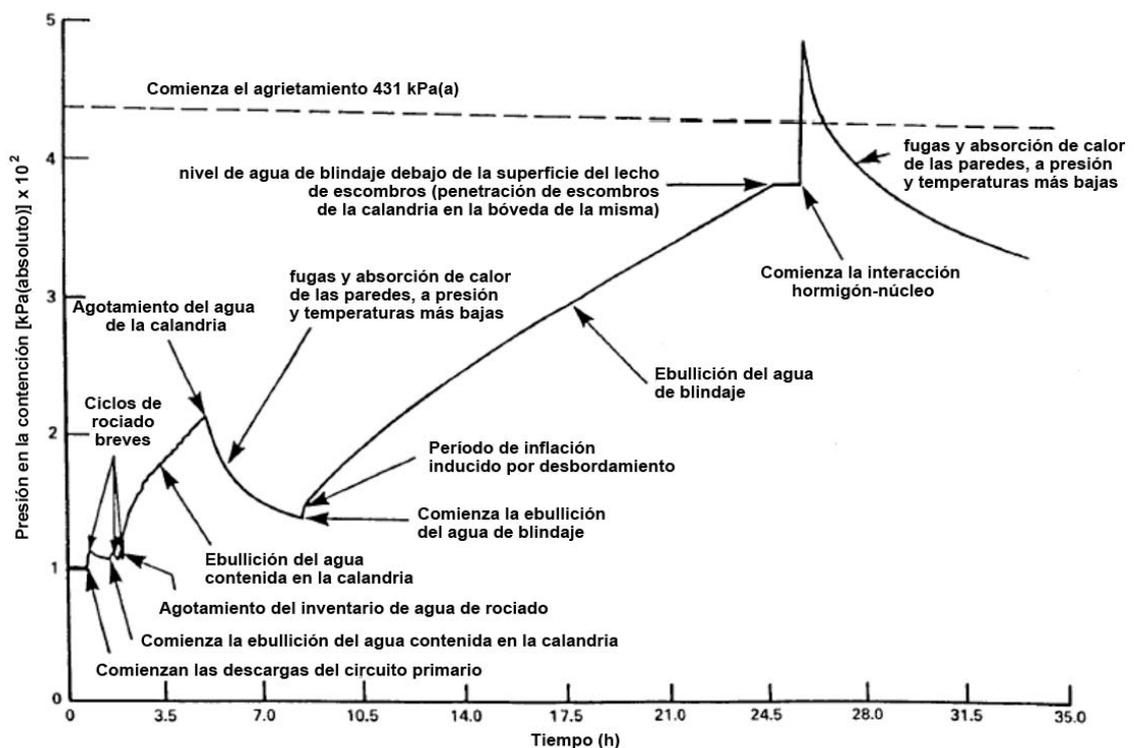


Figura 4-77: Evolución característica de la presión de la contención en plantas CANDU 6

Evento	Escala de Tiempo Típica de Desafío a la Contención				Comentario
	Inmediato	0 – 6 hr	6 – 24 hr	+24 hr	
Falla para parar	Sobre – presión				Potencial de fisura para alivio de presión
Falla de aislación	Camino abierto				Uso de venteo controlado limitado por vapor causado por el accidente severo
Falla simple de tubo de GV				Bypass	Camino de liberación efectivo cuando falla el primer canal al final del CDS1
Falla múltiple de tubos de GV		Bypass			
Pequeño LOCA by paseando la Contención			Bypass		
LOCA grande by paseando la Contención		Bypass			
Accidentes más severos			Hidrógeno	Sobre-presión, Combustión de gases no condensables, Venteo filtrado	Ocurre una rápida generación de hidrógeno principalmente en CDS1 y CDS2, la radiólisis puede ser una cuestión en el largo (este fenómeno es conocido como fuente de generación de H ₂ a largo plazo por descomposición por radiación de la molécula de agua)
LOCA y falla del ECCS		Hidrógeno			La secuencia de accidente termina en CDS1
LOCA con falla en la aislación de la contención		Bajar-presión			Sólo ocurre si la falla se recupera luego de la purga.

Tabla 4-16: Desafíos a la contención

Para tomar decisiones efectivas para controlar y mitigar un accidente severo, es importante conocer el estado de la planta y determinar la progresión del accidente. Para lo cual está previsto el uso de la instrumentación de planta para:

- diagnosticar la condición de planta para la selección de las estrategias apropiadas.
- confirmar/monitorear los éxitos de la implementación de las estrategias.

Los análisis genéricos han mostrado que la instrumentación calificada ambientalmente para accidentes base de diseño tiene un margen importante para permanecer operables en condiciones de accidente severo. Se ha demostrado que para las primeras horas de un accidente severo no es probable que en la contención se exceda la calificación medioambiental, en base a lo cual se estima que el funcionamiento de dicha instrumentación estaría asegurada entre 3 a 24 horas dependiendo de la evolución de dicho accidente.

La identificación de redundancias y medios alternativos para obtener información de los parámetros esenciales (key parameters) permite incrementar la confianza en las capacidades de la instrumentación existente en las condiciones de accidente severo. Cuando varios sensores miden el mismo parámetro, es más fácil identificar el instrumento fallado. A menudo también es posible obtener información en forma indirecta de un parámetro dado. Tal como en el caso del diseño genérico, para la CNE se han desarrollado algunas ayudas gráficas para facilitar la interpretación de indicaciones de tendencias de parámetros específicos. Estas ayudas gráficas (CAs, Computational Aids) son herramientas analíticas que facilitan la evaluación de las condiciones de la planta, cuando una medición directa no está disponible. Ayudan al personal del Grupo de soporte técnico (TSG, Technical Support Group) en la aplicación de los SAG o SCG y en la formulación de guías específicas de gestión de accidente severo. A las CAs se accede desde las guías (SAG y / o SCG) y permiten obtener información y ayudar en la toma de decisiones sobre las acciones a implementar.

Resumen de ayudas computacionales:

CA-1: dosis individuales a miembros del público debidas al venteo de la contención. El objetivo de esta ayuda es estimar la dosis potencial a un miembro del público ubicado a distintas distancias de la planta, considerando el venteo de la contención.

CA-2: Tasa de agregado de agua para remover el calor de decaimiento mediante evaporización. El objetivo es determinar la tasa de adición de agua requerida para remover el calor de decaimiento mediante su evaporación.

CA-3: Tasa de agregado de agua para mantener o incrementar el nivel del moderador. El objetivo es proporcionar un medio simple para estimar la tasa de incorporación de moderador requerida para compensar el agotamiento del mismo.

CA-4: Inflamabilidad del hidrógeno en la contención. El objetivo es determinar las condiciones del hidrógeno existente en la contención respecto a su inflamabilidad y en particular si están dadas las condiciones de entrada a las mencionadas guías SCG-3 y SAG-6

CA-5: Nivel de agua en la contención. El objetivo es correlacionar el volumen de agua liberada en la contención con la profundidad (nivel) de agua en la misma. Se indican las contribuciones de importantes fuentes de agua (ECCS, SPTC, moderador, tanque de blindaje de extremos, etc.), proporcionando el soporte para las guías SAG-5 y SAG-7.

CA-6: Determinación de la magnitud de daño al núcleo a partir de las tasas de dosis medidas. El objetivo es estimar el grado de daño al núcleo (por ejemplo, fracción de inventario de productos de fisión volátiles liberados a la contención) utilizando las tasas de dosis medidas en ubicaciones específicas fuera de la contención.

Considerando la experiencia operativa de otras plantas CANDU, el Titular de la Licencia está evaluando la necesidad de implementar mejoras en la instrumentación utilizada para medir los siguientes parámetros:

- Margen de subenfriamiento del SPTC (Subcooling Margin)
- Nivel del moderador (Moderator Level)
- Nivel de agua de la bóveda de la calandria (Calandria Vault Water Level)
- Presión en el interior de la contención (Containment pressure)
- Mediciones de radiación en la planta (Plant Radiation measurement)
- Inflamabilidad del hidrógeno en la contención (Containment hydrogen flammability)
- Niveles de agua en el sumidero / sótano del edificio del reactor (R/B Basement water level)

Algunos ejemplos son:

- El rango máximo de la medición de la presión de la contención actual es de 150 kPa y la entrada en la CA (Computational Aids) para el venteo de la misma es de 200 kPa. No se está evaluando ampliar el rango, se entrará con esta presión a la guía en 150 kPa, lo cual implica ventear en un escenario en el que tal vez la presión de 200 kPa nunca se alcance.
- La pérdida hacia la contención del inventario total de agua del SPTC, moderador, blindaje de la calandria, ECCS alta presión y baja presión y dousing, significará un nivel del E/R de 2,92 m. Con la instrumentación actual se podrá tener medición hasta 5 m, por lo tanto se podrá agregar agua hasta que se llegue hasta ese nivel. De allí en más no se tendrá certeza del nivel.
- Actualmente no hay medición de H₂ en la contención, pero está previsto en una CA el cálculo de la misma de acuerdo al estado de daño al núcleo (CDS).
- La CA N° 4 está compuesta de curvas de presión de la contención vs volumen de H₂ en la contención determinados por cálculos efectuados por AECL. Esta guía CA está incluida en el paquete de SAMG.

Como ejemplo se presenta el gráfico siguiente.

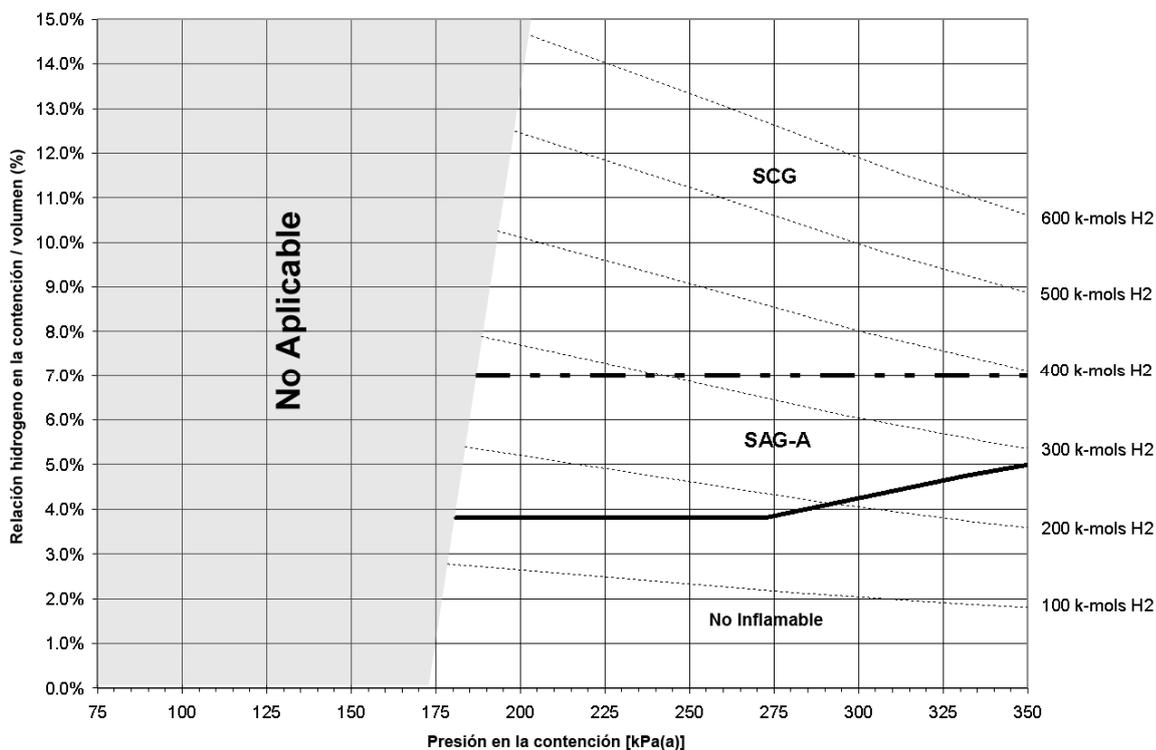


Figura 4-78: Potencial para la combustión del hidrógeno basada en medición de hidrógeno húmedo (gas inicial no condensable 3500 k-mol)

4.3.1.1.3.3. Medidas de gestión de accidentes actualmente disponibles para hacer frente a las sucesivas etapas de un escenario de pérdida de la función de refrigeración en las piletas de almacenamiento de combustible

A la fecha de elaboración de este informe existen 39.544 elementos combustibles almacenados en la piletas de EC gastados.

La pérdida sostenida de refrigeración en la piletas de elementos combustibles es altamente improbable. En estos casos se requerirá reponer agua para evitar que se descubran los EC gastados y que ocurra una potencial generación de hidrógeno. En base a cálculos llevados a cabo, se estima que se dispondrán de 3,26 días hasta la ebullición del agua y 16,27 días hasta que la primera fila de ECs se descubra, siendo necesario disponer solo de un caudal de agua de reposición de 1 kg/s para mantener los manojos de EC sumergidos. En consecuencia, el evento de pérdida de refrigeración del agua de las piletas podrá ser manejado exitosamente siguiendo el Procedimiento Operativo para Evento Anormal (AEOP) que actualmente está en proceso de re-elaboración. No hay posibilidades de

re-criticidad en las piletas de almacenamiento de combustibles gastados de reactores CANDU ya que los EC contienen uranio natural y las piletas contienen agua liviana.

Como resultado de los análisis realizados se decidió implementar las siguientes mejoras:

- Instalar una facilidad para conexión de una autobomba desde el exterior del edificio de piletas para reposición de agua a la misma para los eventos de pérdida de refrigeración, circulación o SBO. Está previsto implementarlo durante el cuarto trimestre de 2012.
- Revisión del AEOP para responder a la pérdida de refrigeración de la pileta y/o pérdida de inventario. Se incluirán las acciones y contingencias para monitorear el nivel de refrigerante y la temperatura de la pileta desde la sala de control secundaria en el supuesto de que la sala de control principal y la sala de la pileta se encuentren inaccesibles. Para el caso de eventos de pérdida de refrigeración prolongada o pérdida de inventario, se incluirán acciones para la reposición de agua desde sistemas alternativos (hidrantes del sistema anti-incendios y autobomba). Está previsto implementarlo durante el cuarto trimestre de 2012.
- Instalar dispositivos para efectuar mediciones de nivel y temperatura de la pileta de almacenamiento (independientes de los que existen en la actualidad en la sala de control principal) en la sala de control secundaria, con repetidor en sala de control principal. Los mismos se alimentarán eléctricamente desde el sistema de energía de emergencia (generadores diesel de emergencia). Está previsto implementarlo durante el cuarto trimestre de 2012.
- Incorporar en el manual de operaciones las acciones de controlar, en cada turno de operación, la funcionalidad de las cañerías rompe vacío/sifón de las piletas de almacenamiento de ECs. Está previsto implementarlo en el tercer trimestre de 2012.

4.3.1.1.3.4. Aspectos adicionales: Cambios de diseño relacionados con la seguridad que serán implementados durante las actividades de acondicionamiento (refurbishment) requeridas para extender la vida útil de la CNE

Como resultado de los análisis y evaluaciones realizados en el marco de las actividades del proyecto de extensión de vida de la CNE, la ex empresa diseñadora y proveedora de la CNE- AECL (Atomic Energy Canada Limited), CANDU Energy, ha identificado numerosos cambios de diseño relacionados con la seguridad que NA-SA decidió implementar durante el reacondicionamiento de la planta y estarán completados hacia fines de 2016. Entre las mencionadas mejoras merecen destacarse las siguientes:

- Nuevos canales combustibles
- Cobertura de disparo de los sistemas de seguridad
- Confiabilidad del ECC
- Protección de las bombas principales del SPTC (con el objeto de proteger la cañería asociada)
- Robustez de la planta ante eventos sísmicos (capacidad y funciones del EPS / EWS)
- Robustez de la planta ante accidentes severos
- Robustez de la planta ante el evento de pérdida de agua de servicios

Nuevos canales combustibles

Está previsto reemplazar la totalidad de los 380 canales combustibles (conjunto tubos de presión / tubos de calandria y alimentadores). Los canales combustibles de reemplazo no son exactamente iguales a los existentes. AECL ha introducido varios cambios en las especificaciones técnicas, entre las que se destacan las siguientes:

- Modificaciones para proporcionar más espacio para la expansión del combustible durante un LOCA.
- Mejora del rolado de la junta de los tubos de presión (PT).
- Anillo de purga para la instalación de las conexiones para los canales/alimentadores del combustible.

Cobertura de disparo de los sistemas de seguridad

Las normas de diseño actuales aplicables a la CNE, especifican que para cada evento que requiera acción de los sistemas de parada del reactor, deberá haber al menos dos parámetros de disparo diversos en cada uno de los sistemas de parada (este tema se desarrolla más adelante). Al respecto NA-SA decidió implementar diversas mejoras en la cobertura de disparo de los sistemas de seguridad, con el fin de aproximarse al cumplimiento de estas normas.

Lo expresado precedentemente implica agregar nuevos disparos y modificar algunos de los existentes, para mejorar la defensa en profundidad frente a accidentes ya cubiertos por los disparos actuales.

A continuación se indican los nuevos disparos que estarán implementados hacia fines de 2016:

- Cobertura de disparo: modificaciones al esquema actual:

Sistema de parada N° 1:

- Adición de un disparo por baja presión del SPTC.
- Instrumentación de generadores de vapor para disparo por bajo nivel.
- Adición de disparos por alto y bajo nivel del sistema moderador.
- Incremento del valor de consigna (setpoint) de disparo por bajo caudal del SPTC.
- Disminución del valor de consigna de disparo por alta presión del SPTC.

Sistema de parada N° 2:

- Adición de un disparo por salida de servicio de una bomba principal del SPTC.
- Instrumentación de generadores de vapor para disparo por bajo nivel.
- Instrumentación de colectores de salida para disparo por alta presión del SPTC.
- Adición de disparos por alto y bajo nivel del sistema moderador.
- Disminución del setpoint de disparo por alta tasa logarítmica de flujo neutrónico.
- Disminución del setpoint de disparo por alta presión del SPTC.

- Cobertura de disparo: Mejora en la protección por sobre-potencia regional

Sistema de parada N° 1:

- Incremento del número de detectores in-core de platino de 13 a 34.

Sistema de parada N° 2:

- Incremento del número de lanzas horizontales de 4 a 7.
- Incremento del número de detectores in-core de platino de 8 a 24.

Para ambos casos:

- Reemplazo de toda la electrónica de las cadenas de medición.
- Agregado de compensadores dinámicos.

Confiabilidad del ECCS

- Cambios destinados a garantizar la iniciación de la inyección (detallado más abajo).
- Cambios destinados a incrementar la confiabilidad del funcionamiento del sistema (detallado más abajo).
- Cambios destinados a evitar fugas del primario hacia el ECCS (by-pass de la contención, detallado más abajo).

Confiabilidad del ECCS: iniciación

- Incremento del setpoint de la señal principal de LOCA (baja presión del SPTC).
- Reducción del setpoint de la señal de condicionamiento por alta presión del edificio del reactor.
- Iniciación automática del ECCS ante baja presión sostenida en los colectores del reactor.

Confiabilidad del ECCS: funcionamiento

- Automatización de la transferencia de la etapa de media presión a la de baja presión. Incluye triplicación de la medición de nivel del tanque de rociado (dousing).
- Duplicación de las válvulas de aislación del tanque de rociado (3432 PV10 y PV11).
- Reemplazo de la válvula manual 3432 V75 de 16" por una válvula de 6" motorizada.
- Provisión de un camino alternativo para la inyección de media presión, válvulas PV23/24 y las válvulas de succión de la otra bomba (PV10/11 y sus duplicadas). PV 11 y PV12 y PV 23 y PV 24 son las que existen actualmente y se agregarán las PV 163 y 164 que duplicarán a PV 11 y PV 12.
- Alarmas adicionales en sala de control principal se listan más abajo.

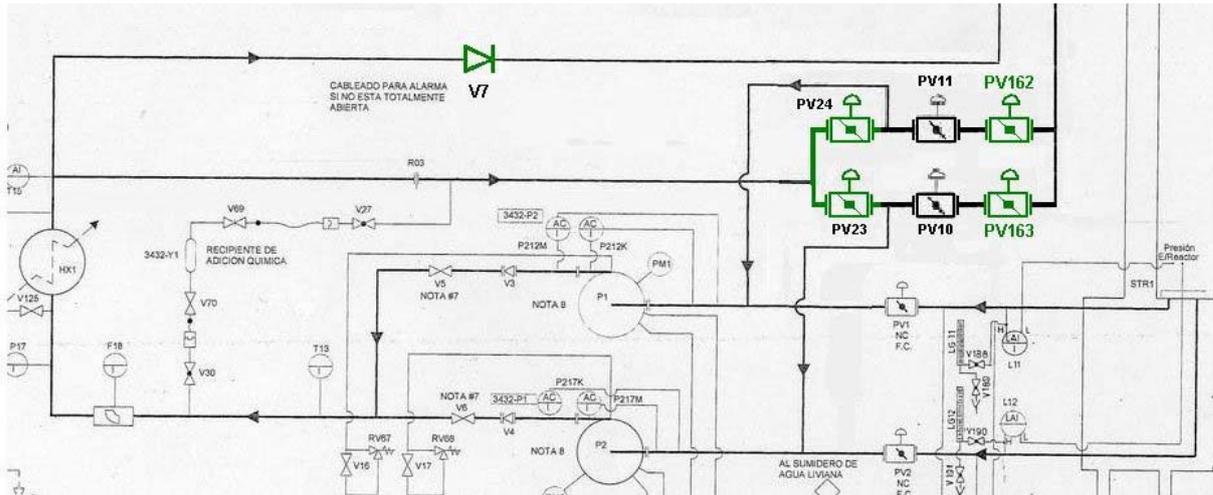
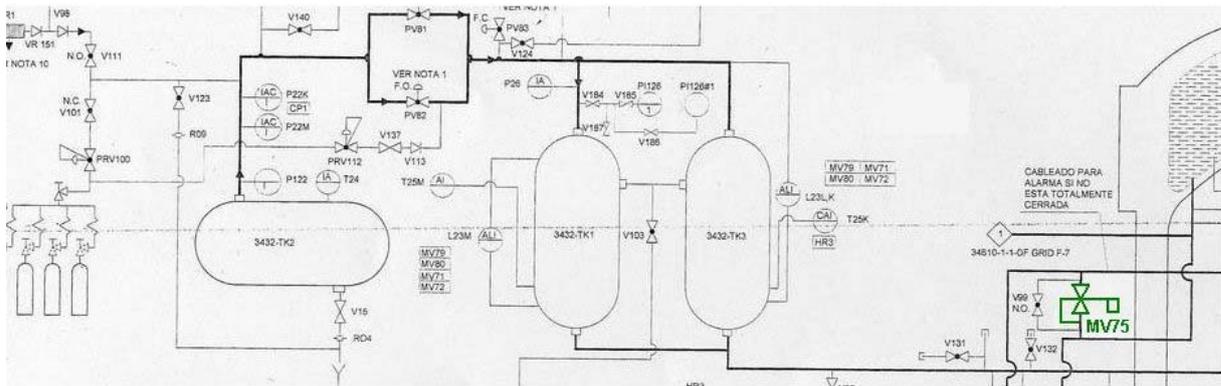


Figura 4-79: cambios de diseño del ECCS.

- Alarmas adicionales en la sala de control principal:
 - Baja presión en los tanques de agua del ECCS de alta presión, 3432 TK1 y TK3.
 - Alarma condicionada del estado de las válvulas de recuperación del sumidero del E/R, 3432 PV1 y PV2. PV1 y PV2 son las válvulas de aspiración de las bombas 3432 P1 y P2 desde el sumidero de la contención utilizadas durante la etapa de baja presión del ECC.
 - Anunciación en caso de que las válvulas estén abiertas cuando el sistema está armado y no está funcionando la etapa de baja presión.

Confiabilidad del ECCS: prevención de fugas hacia el SPTC

- Reemplazo de la válvula 3432 V7 por una válvula de no retorno (con indicación de posición en MCR).
- Remoción de los actuadores neumáticos de las válvulas 3432 PV33, PV34, PV47 y PV48 (adición de actuadores manuales e indicación de posición en la sala de control principal).

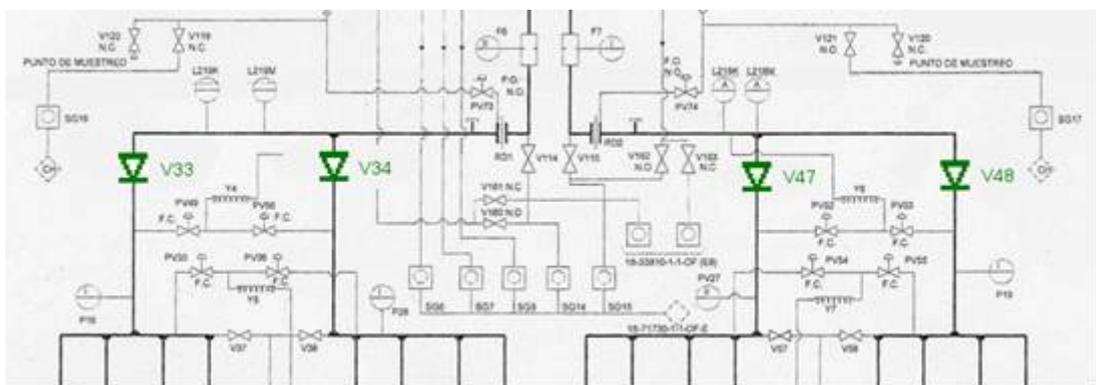


Figura 4-80: cambios de diseño del ECCS – prevención de fugas.

Protección de las bombas principales del SPTC (con el objeto de proteger la cañería asociada)

- Adición de un disparo de las bombas del SPTC por baja presión sostenida en los colectores de salida. (Para evitar cavitación de las bombas ante accidentes con pérdida de refrigerante).
- Adición de un disparo de las bombas del SPTC por alta temperatura de los cojinetes (para evitar posibles roturas de las bombas ante pérdida de refrigeración de los cojinetes).

Robustez de la planta ante eventos sísmicos (aumento de la capacidad y funciones del EWS / EPS)

EPS:

- Reemplazo de los actuales generadores diesel (GD) de 50 kW de potencia por otros GD de 1 MW. La mayor capacidad tiene por objeto proveer alimentación eléctrica sísmicamente calificada a las siguientes cargas adicionales:
 - Bombas 3432 PM1 / PM2 del ECCS.
 - Bombas 3461 PM1 / PM2 del EWS.

EWS:

- Reemplazo de las bombas diesel existentes por dos bombas eléctricas de mayor capacidad, que según se indica más abajo dispondrán del caudal actual más el caudal necesario para alimentar al intercambiador de calor 3432 HX 1 del ECCS, alimentadas desde los generadores del EPS.
- Duplicación de las válvulas 3461 PV7 y PV41.
- La mayor capacidad de las bombas tiene por objeto proveer refrigeración sísmicamente calificada al Intercambiador de calor 3432 HX1 del ECCS.

Robustez de la planta ante accidentes severos

- Instalación de recombinadores autocatalíticos pasivos (PARs) de hidrógeno en el edificio del reactor (E/R).
- Adición de una línea de suministro de agua, desde fuera del E/R, a la bóveda de la calandria.
- Adición de un disco de ruptura a la bóveda de la calandria (incremento de la capacidad de alivio).
- Implementación de un sistema de venteo filtrado de la contención.

Robustez de la planta ante el evento de pérdida de agua de servicios

En la actualidad, se está automatizando el cambio de alimentación de refrigeración normal a la alternativa (actualmente se realiza en forma manual).

- Automatización del cambio a la refrigeración de respaldo de la bomba auxiliar de agua de alimentación 4323 P107 (agua anti-incendio).
- Automatización del cambio a la refrigeración de respaldo de la bomba auxiliar de agua de alimentación 4323 P107A (agua potable).
- Automatización del cambio a la refrigeración de respaldo de los GD clase III (agua anti-incendios).

4.3.1.2. Actividades realizadas por el regulador

La ARN emitió un requerimiento regulatorio (RQ-NASA-038) con el objetivo que el Titular de Licencia de las centrales nucleares CNA I, CNA II y CNE, realice una Evaluación Integral de la Seguridad de dichas centrales con vistas a detectar eventuales debilidades y proponer e implementar las correspondientes mejoras.

La evaluación requiere considerar las acciones de prevención y mitigación ante escenarios de accidentes e incluye los siguientes aspectos:

4.3.1.2.1. Describir las medidas de gestión de accidentes actualmente disponibles para la protección del núcleo en las distintas etapas de un escenario de pérdida de la función de refrigeración del mismo

- Antes del inicio del daño al combustible en el núcleo del reactor, indicando:
 - Si se dispone de medios para prevenir el daño al combustible para secuencias de alta presión en el primario, y fallas de sistemas de seguridad que no permitan despresurizar el sistema primario de transporte de calor.
 - Las medidas previstas como último recurso para evitar daños en el combustible.
- Luego del daño al combustible en el núcleo del reactor,
- Luego de la falla del recipiente del reactor o los tubos de presión.

4.3.1.2.2. Describir las medidas de gestión de accidentes y las características de diseño de la planta para la protección de la integridad de la función de confinamiento, tras la ocurrencia del daño al combustible

Se mencionan las siguientes medidas:

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

4.3.1.2.3. Describir las medidas de gestión de accidentes actualmente disponibles para hacer frente a las sucesivas etapas de un escenario de pérdida de la función de refrigeración en las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados

Entre las principales medidas de gestión de accidentes se mencionan las siguientes:

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

4.3.1.2.4. Aspectos adicionales

- Para los puntos 4.3.1.2.1, 4.3.1.2.2 y 4.3.1.2.3, en caso de corresponder, se debe:
 - Identificar cualquier situación límite que se pudiera producir y estimar el tiempo disponible antes de que ésta se alcance.
 - Evaluar la adecuación de las medidas de gestión de accidentes existentes, incluyendo las guías y procedimientos para hacer frente a un accidente severo, y estudiar la posibilidad de adoptar medidas adicionales. En particular, se debe tener en cuenta lo siguiente:
 - La adecuación y disponibilidad de la instrumentación requerida.
 - La habitabilidad y accesibilidad de las áreas esenciales de la planta (sala de control, centros de respuesta de emergencia, controles locales y puntos de muestreo, posibilidades de reparación, etc.).
 - Las potenciales acumulaciones de hidrógeno en otros edificios diferentes a la contención.

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

La gestión de accidentes prevista debe ser analizada teniendo en cuenta que la situación que podría provocar el evento iniciante y las posibles evoluciones del accidente:

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

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

En base a la evaluación de la información presentada por las plantas, la ARN considera que no se han identificado debilidades relevantes que requieran la toma de acciones urgentes y que se ha verificado que NA-SA cumple con lo establecido tanto en las bases de diseño como en las bases de licenciamiento. Además, luego de que se implementen las mejoras propuestas, dichas plantas estarán en condiciones de enfrentar con mayor margen de seguridad las situaciones que resultan de las lecciones aprendidas de Fukushima teniendo en cuenta los eventos externos extremos posibles en los sitios de emplazamiento.

Los plazos previstos para implementar las mejoras en cada instalación se consideran adecuados para completar los estudios, las tareas de ingeniería necesarias y su implementación. La ARN seguirá el desarrollo de las tareas a través de inspecciones y evaluaciones de informes que la planta deberá enviar.

Las centrales nucleares en operación desarrollan los programas de gestión de accidentes severos como respuesta a requerimientos regulatorios específicos emitidos con anterioridad al accidente de Fukushima. Para el caso de la CNA I, el alcance del requerimiento específico se determinó considerando que:

- la implementación de un programa de gestión de accidentes, para los accidentes más allá de la base de diseño es un componente, considerado esencial del principio de defensa en profundidad y que permite ampliar los márgenes de seguridad.
- las características específicas de esta central con un diseño único en el mundo, lo cual requirió un esfuerzo significativo a fin de desarrollar el modelo de progresión de accidente, base fundamental para evaluar la aplicabilidad de estrategias de mitigación del accidente severo.

Cabe acotar que la ARN en forma temprana y previa a la emisión de los mencionados requerimientos comenzó a familiarizarse asesorado por el Sandia N.L. de EE. UU, con el modelado de la CNA II con el código MELCOR a fin de adquirir conocimiento y experiencia de su uso y limitaciones.

Dado la complejidad del modelo de progresión de accidente, en principio hubo un avance importante en el desarrollo de estrategias de prevención las cuales fueron detalladas por la CNA I en los informes correspondientes.

Con posterioridad y como parte de la respuesta de la CNA I a los requerimientos del WANO SOER 2011-2, la planta avanzó y profundizó las evaluaciones correspondientes a escenarios accidentales, ampliando el alcance de las verificaciones de seguridad.

La evaluación realizada por la ARN hasta el presente, no ha encontrado vulnerabilidades significativas. Se ha validado el modelo de progresión de accidente con el código MELCOR por comparación con una secuencia de SBO corrida con el código RELAP hasta el momento el inicio del descubrimiento del núcleo. Además, se realizó una comparación cualitativa de la evolución de la fenomenología para las CNA I y CNA II.

Para el caso de la CNE, el PGAS se desarrolla como parte de los documentos necesarios para otorgar las actividades del licenciamiento del acondicionamiento para su extensión de vida.

Por tratarse en este caso de un diseño CANDU, la ARN consideró adecuada la propuesta del Titular de Licencia de adaptar las guías genéricas para accidentes severos desarrolladas para reactores CANDU por el COG. Por otra parte, las Guías Específicas para Accidente Severo aplicables a CNE están siendo desarrolladas por el Titular de Licencia con el asesoramiento de la empresa CANDU Energy de Canadá.

Para el caso de la CNA II, uno de los requerimientos necesarios a cumplir en el proceso de licenciamiento, es la Norma Regulatoria AR 3.1.3 que requiere del desarrollo de los APS Nivel 1 y 2 de alcance completo y de un APS Nivel 3 de alcance parcial enfocado a obtener las dosis en el público. El desarrollo de las evaluaciones mencionadas está siendo revisado por la ARN con el soporte de la empresa GRS-Alemania (APS Nivel 1 e integración entre los tres niveles de APS) y del instituto Sandia N. L.- EE. UU. (APS niveles 2 y 3).

Si bien el desarrollo del PGAS no es parte de esta etapa de licenciamiento, las evaluaciones del APS Nivel 2 han permitido identificar potenciales estrategias, las cuales han sido especificadas en las actividades realizadas por el Titular de la Licencia.

Por su parte, la ARN ha realizado evaluaciones determinísticas de la CNA II enfocadas en la evaluación de:

- la posibilidad de inundar la cavidad del reactor, durante la progresión de un accidente severo, a fin de mantener la integridad del RPV, y
- La evolución de la presión interna y la generación de hidrógeno para determinar las medidas necesarias para asegurar la integridad de la contención ante un escenario de accidente severo.

Para cada tarea se utilizó un modelo simplificado (stand-alone), desarrollado por Sandia a partir del modelo del código MELCOR desarrollado por el GRS/NA-SA para CNA II. Ambos modelos, por su rápida ejecución permitieron realizar estudios de sensibilidad a la variación de parámetros y el comportamiento de planta relacionado con la fenomenología de degradación de núcleo en un caso y de la contención en el otro.

Los resultados muestran que para la CNA II se dispone de tiempo suficiente para la aplicación de medidas de mitigación previo a la rotura del RPV. Otro resultado fue que hasta temperaturas de la parte inferior del RPV (lower head) –de aproximadamente 1500 °K, el RPV mantendrá su integridad.

El efecto del agua en la cavidad, se analizó para distintas condiciones de modelado variando las condiciones de inundación de la cavidad del reactor o cuando la temperatura en la parte inferior del RPV (lower plenum) alcanza un valor determinado (700 ó 1500 °K). Las evaluaciones demostraron que el efecto del agua en las condiciones consideradas, retrasa en forma significativa la pérdida de integridad del RPV.

En cuanto a la evaluación de las dependencias de la respuesta de presión de la contención a las variaciones en el comportamiento de degradación del combustible que afectan la producción de hidrógeno, los cálculos se iniciaron considerando un SBO variando condiciones de modelado respecto de los valores usados en el modelo del GRS/NA-SA.

4.3.1.2.5. Conclusiones

En el marco de la gestión de accidentes severos, la ARN considera que una vez que sean implementadas las mejoras propuestas, serán mejorados los márgenes de seguridad.

La ARN considera aceptables los plazos previstos para implementar las estrategias previstas y para completar los estudios de progresión de accidentes con el código MELCOR en la CNA I. La mencionada posición regulatoria está basada en que a partir de los datos característicos de las centrales CNA I y CNA II, se infiere que, ante un escenario de SBO, la progresión del accidente en la etapa dentro del RPV será de una evolución lenta, pero más lenta para la CNA I que para la CNA II.

En el caso de la CNE, los plazos propuestos por la planta se ajustan al cronograma previsto para las actividades de reacondicionamiento (refurbishment) para extender la vida de la misma.

En el caso de la CNA II se han identificado mejoras, que en general para su implementación requieren finalizar los estudios que se están llevando a cabo para cumplir con requerimientos regulatorios específicos.

En general la ARN no ha identificado vulnerabilidades significativas que requieran una acción regulatoria urgente y ha verificado que NA-SA cumple con lo establecido tanto en las bases de diseño como en las bases de licenciamiento. A los efectos de incrementar la capacidad de respuesta ante situaciones extremas NA-SA propone implementar un conjunto de mejoras que, a criterio de la ARN son aceptables.

La ARN continuará con el seguimiento y la evaluación de las acciones que están siendo y/o serán implementadas en el futuro para asegurar que las mismas son efectivas y que se consideren todos los aspectos necesarios relacionados con la seguridad de las plantas. El resultado de dichas actividades determinará si es necesario que la ARN requiera acciones complementarias, modificaciones o mejoras adicionales.

4.4. MANEJO DE LA EMERGENCIA

4.4.1. ACTIVIDADES REALIZADAS POR EL TITULAR DE LA LICENCIA

En el caso de una emergencia nuclear el Titular de la Licencia, en la persona del Gerente de cada central nuclear, tiene la responsabilidad de poner en práctica las acciones urgentes e inmediatas de protección en el interior y el exterior de la instalación, contempladas en el correspondiente Plan de Emergencia, y dirige las acciones hasta que la ARN se constituya en el sitio y se haga cargo del manejo de las mismas, según lo establecido en la legislación nacional vigente.

4.4.1.1. Central Nuclear Atucha I

4.4.1.1.1. Dirección y Control

a) Procedimientos vigentes para redistribuir y reubicar en áreas seguras al personal que deba permanecer en la central.

El Plan de Emergencias de la CNA I define la estrategia, la metodología, la organización y los medios necesarios para hacer frente a las emergencias. Dicho plan está implementado por medio de procedimientos que contienen la forma en que se debe aplicar la estrategia definida y las responsabilidades particulares. Los principales procedimientos son:

- Procedimiento PS-104: Definición de Alerta/Alarma - Notificación en caso de Emergencia (Aspectos externos).
- Procedimiento PS-116: Emisión de alarmas acústicas en la Central Nuclear Atucha.
- Procedimiento PS-120: Brigada de Emergencias.
- Procedimiento PS-04: Actuación en Emergencias Médicas.
- Procedimiento PS-29: Descontaminación de Personas.

b) Procedimientos referidos a convenios con organizaciones externas y sus protocolos de activación.

La CNA I cuenta con los siguientes convenios de asistencia con distintas organizaciones externas con el fin de garantizar una adecuada colaboración en el caso de emergencia:

- Convenio con los Bomberos Voluntarios de Lima: Este convenio facilita la cooperación por parte de los Bomberos Voluntarios en caso de emergencia y su participación en los simulacros de emergencias nuclear que se efectúan regularmente así como la capacitación del personal del cuerpo de Bomberos Voluntarios.
- Convenio con Gendarmería Nacional: En condiciones normales este convenio facilita las tareas de control y defensa por parte de Gendarmería en espacios estratégicos de las instalaciones y su normal funcionamiento. En caso de emergencias Gendarmería Nacional se encarga, a requerimiento del responsable por el manejo de la emergencia, de la distribución de las pasillas de yodo estable a la población involucrada dentro de los 10 km. También a requerimiento lleva a cabo la evacuación de la población ubicada dentro de los 3 km alrededor de la Central.
- Convenio con Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) – Titular de la Licencia (NA-SA): Gestión de Emergencias en el Emplazamiento Nuclear Atucha. Este convenio establece las relaciones formales de cooperación entre NA-SA y la CNEA, entidad a cargo del desarrollo del reactor CAREM, ubicado en el predio lindero al de NA-SA, permitiendo la coordinación de la aplicación de las medidas en caso de emergencia nuclear.
- Convenio con empresa de transporte de personal: Permite que, en caso de emergencia, se realice la evacuación del personal de la Central no requerido en esas circunstancias empleando los medios de transporte que permanecen en las inmediaciones de la planta para tal fin.

La CNA I también forma parte del Comité Zonal de Seguridad Zárate-Campana - Plan de Alerta Comunitaria de Emergencias Industriales (PACEI), cuyos objetivos principales son:

- Informar a los miembros de la comunidad acerca de las operaciones industriales en su zona, así como las características de los riesgos que entrañan y las medidas que se han tomado para reducir los mismos.
- Revisar, actualizar o establecer planes de respuestas ante una emergencia de carácter industrial, dentro de los Partidos de Zárate y Campana.
- Integrar los planes de emergencias industriales con los de las entidades de respuestas de los Municipios, obteniendo un plan global que permita afrontar contingencias derivadas de la actividad industrial.
- Incorporar a todos los miembros de la comunidad local en el desarrollo, práctica y ejecución del plan global de respuesta ante una emergencia de origen industrial.

c) Planes de evacuación y auxilio del personal.

Relacionados con la evacuación y auxilio del personal, la CNA I cuenta con los siguientes documentos:

- Plan de Emergencia, donde se define la evacuación de las personas que no tienen un rol específico en el manejo de la emergencia.
- Procedimiento PS-04 “Actuación en Emergencias Médicas Convencionales”, que define los recursos humanos, materiales y las provisiones necesarias para hacer frente a eventuales emergencias médicas.
- Procedimiento PS-120 “Brigada de Emergencias” que establece el mecanismo mediante el cual la Organización pueda contar con personal debidamente entrenado para dar respuesta ante una emergencia.
- Procedimiento PS-116 “Emisión de alarmas acústicas en la Central Nuclear Atucha I”, define el código de alarmas que permite alertar y notificar las distintas situaciones de emergencia dentro de la instalación a los trabajadores y a los grupos de respuesta de emergencias.
- Procedimiento PS-29 “Descontaminación de Personas”.

d) Procedimientos para la preparación y coordinación para la recepción de materiales, equipos y personal adicional.

La CNA I ha elaborado un procedimiento preliminar que contempla la recepción de materiales, equipos y personal adicional de la CNE y durante el año 2012 se llevaron a cabo jornadas de discusión con el personal involucrado de ambas centrales en el manejo de situaciones accidentales. Se estima finalizar la versión completa de dicho procedimiento en el último trimestre de 2013.

e) Recursos de personal profesional necesarios.

La CNA I cuenta con 6 guardias, integradas por personal de Operaciones, Radioprotección, Protección Física, Mantenimiento y Laboratorio, que se desempeña en los siguientes puestos:

- 1 Jefe de Turno
- 1 Ayudante de Jefe de Turno
- 1 Operador del Sistema Primario
- 1 Operador del Sistema Secundario
- 1 Operador del Sistema de Recambio
- 2 Asistentes Técnico del Primario
- 2 Asistentes Técnico de Piletas
- 4 Auxiliares Múltiples de Operaciones
- 1 Electricista de Turno
- 1 Electrónico de Turno
- 1 Químico de Turno
- 1 Oficial de Radioprotección
- 1 Asistente del Oficial de Radioprotección
- 2 Oficiales de Protección Física
- 2 Auxiliares de Protección Física
- 1 Auxiliar de Portería
- 1 Enfermero

Por otra parte se dispone de un sistema de guardias programadas con un total de 212 agentes disponibles, que realizan guardias semanales para casos de emergencias. Dentro de este sistema se

encuentra siempre disponible una guardia completa como personal disponible en caso de emergencias o necesidad durante la operación normal.

f) Identificación de organizaciones e instalaciones externas que pudiesen disponer de los conocimientos y recursos adecuados para ayudar a la gestión de la emergencia.

Otras organizaciones han sido identificadas por la CNA I, las que participan activamente de los simulacros de emergencias nucleares, tales como:

- Municipalidad de Zárate (Provincia de Buenos Aires)
- Dirección de Defensa Civil del Partido de Zárate
- Gendarmería Nacional (Escuadrón Seguridad Atucha)
- Prefectura Puerto Zárate
- Armada Argentina (Base Naval Zárate)
- Policía de la Provincia de Buenos Aires (Lima y Zárate,)
- Bomberos Voluntarios (Lima y Zárate, Provincia de Buenos Aires)
- Hospital Regional Virgen del Carmen (Zárate)
- Radioemisoras Locales (Lima)
- Central Nuclear Embalse (Embalse, Provincia de Córdoba)

g) Procedimiento que contemple la posibilidad de compartir personal en emplazamientos con más de una unidad, así como los recursos necesarios para la gestión del accidente en todas las unidades del emplazamiento.

En el marco de la operación conjunta las unidades CNA I y CNA II, se está elaborando un programa de entrenamiento conjunto, con el fin de permitir la participación del personal de ambas plantas en la respuesta ante emergencias en cualquiera de las unidades del emplazamiento. El programa de entrenamiento conjunto se implementará en 2013 cuando se finalice la puesta en marcha de la CNA II.

Esta previsto modificar durante el año 2013 el Procedimiento PS-101 "Conformación y Funcionamiento del CICE" para incluir personal del plantel de la otra unidad.

h) Áreas seguras para almacenar el material y los equipos necesarios para ejecutar el plan de respuesta.

Para casos de emergencia, se dispone de tres armarios y tres depósitos para emergencias convencionales y seis armarios para emergencias nucleares destinados a guardar materiales y equipos, ubicados en lugares estratégicos dentro y fuera de la instalación. Dichas ubicaciones son:

- Edificio de Maniobras +12m
- Portería
- Edificio de Servicio Médico
- Salón de Refrigerio
- Punto de Reunión Externo (fuera del perímetro de la CNA I)
- CECE (Barrio CNA I - Lima)
- Punto de Reunión en el edificio del Proyecto CAREM

i) Establecimiento de áreas seguras a resguardo de eventuales incendios y de exposiciones radiológicas.

El personal que deba permanecer en la central dispone de áreas seguras previstas para tal fin. Las principales áreas son:

- Sala de Control: dispone de los equipos e instrumentos necesarios para la operación y control de la Central y para la evaluación de las consecuencias radiológicas del accidente. Su diseño permite la habitabilidad en caso de accidente y está dotada de la documentación y equipos de protección personal adecuados para la actuación del personal que allí se ubica. También dispone de medios de comunicación redundantes con las autoridades involucradas con la emergencia, los centros de control de emergencia y con el exterior.
- Centro Interno de Control de Emergencia (CICE): Está ubicada en el Nivel +20 m del Edificio de Maniobra, desde allí está previsto dirigir la emergencia y para ello cuenta con equipos de comunicación telefónica y radial con el exterior redundantes para asegurar la información a las autoridades involucradas con la emergencia y coordinar la ayuda exterior que se requiera.

Dispone de computadoras que permiten tener acceso a la información y documentación necesaria, incluyendo los datos de las torres meteorológicas y del Sistema Perimetral de Medición de Tasa de Dosis Ambiental.

- Centro Externo de Control de Emergencia (CECE): Está ubicada en una sala similar a la anterior localizada a 9 km de la instalación. La misma cuenta con equipos de comunicación telefónica y radial con el exterior redundantes para asegurar la información a las autoridades involucradas con la emergencia y coordinar la ayuda exterior que se requiera en caso de tener que evacuar el CICE. Dispone de computadoras que permiten tener acceso a la información y documentación necesaria, incluyendo los datos de las torres meteorológicas y del Sistema Perimetral de Medición de Tasa de Dosis Ambiental.

Está previsto reubicar el CICE en la nueva portería conjunta de la CNA I y CNA II. Dicho recinto contará con alimentación eléctrica asegurada, un sistema de ventilación de presión positiva y con cadena de filtrado a fin de que el personal de conducción de la emergencia pueda permanecer en el lugar tiempos prolongados.

También se construirá un nuevo edificio para alojar al Servicio Médico, en cuya planta alta se dispondrá de un Punto de Reunión con capacidad para albergar 1300 personas que poseerá alimentación eléctrica asegurada y un sistema de ventilación de presión positiva y con cadena de filtrado. Se ha completado la etapa de ingeniería conceptual del proyecto y está previsto completar estas mejoras para 2015.

j) Establecimiento de zonas apropiadas, libres de obstáculos, para facilitar la llegada de ayuda exterior mediante vehículos aéreos ligeros.

La CNA I cuenta con espacios libres de obstáculos que facilita la llegada de ayuda exterior mediante vehículos terrestres y de áreas aptas para maniobras de helicópteros, los que resultan útiles para el caso de una emergencia nuclear de larga duración.

k) Procedimientos y medios que aseguren la garantía efectiva de la comunicación de la dirección de la emergencia con la sala de control, las áreas seguras, el turno de operación, el equipo de recuperación, el equipo de lucha contra incendios, otras organizaciones externas, la ARN, etc.

El procedimiento PS-104 asociado al Plan de Emergencias contiene instrucciones específicas sobre comunicaciones durante emergencias. En dicho procedimiento se define un código de alarmas para alertar y notificar al personal de la instalación, a las organizaciones participantes de la respuesta ante emergencias y población involucrada dentro de los 10 km de distancia de la Central.

Para anunciar las situaciones de emergencia al personal que se encuentra en la instalación se utilizan cuatro señales acústicas, transmitidas a través del sistema de parlantes de la planta, Estas señales se utilizan para indicar, en orden de jerarquía, Alarma General, Alarma de Fuga, Alarma de Evacuación y Alarma de Incendio. Cuando se emite alguna alarma interna, el personal procede según lo indicado por los procedimientos, siguiendo las vías de escape hacia los puntos de reunión si corresponde.

La comunicación de la situación de emergencia a la ARN y a las organizaciones externas se realiza en forma telefónica, por fax, mediante radio VHF o por medio del sistema de radio de Gendarmería Nacional que tiene cobertura en todo el país. En ciertos casos a nivel local también puede emplearse a la Policía o emisarios. Para convocar al personal fuera del horario de trabajo se emplea el sistema telefónico y/o radio VHF.

En dicho plan se definen dos niveles de alerta/alarma, ALERTA VERDE para indicar que se encuentra en un estado de emergencia o que puede derivar en una emergencia nuclear, pero sin emisión de material radiactivo al exterior. La ALARMA ROJA se utiliza para indicar que la central se encuentra emitiendo material radiactivo o que su emisión es inminente.

l) Análisis de la disponibilidad y compatibilidad de los equipos de comunicación necesarios, necesidades de equipos de emergencia adicionales, baterías y cargadores de dichos equipos, etc.

La CNA I dispone de equipamiento de comunicaciones fijo y móvil capaz de integrar a todas las organizaciones intervinientes en una red de comunicación de emergencia que permita la comunicación efectiva en cualquier lugar y circunstancia. Estos equipos son probados mensualmente y el uso integral de los mismos se ensaya anualmente en el marco de los ejercicios de aplicación del Plan de Emergencias.

La CNA I cuenta con un sistema de enlace radial en la banda VHF (con una frecuencia fija para emergencias) con la Comisaría de Lima (Policía de la Provincia de Buenos Aires), la que a su vez cuenta con comunicación con la Comisaría 1° de Zárate. También cuentan con enlace VHF en la frecuencia de emergencias la Municipalidad de Zárate, donde funciona el Centro Operativo de Emergencia Nuclear, y las emisoras de radio FM de Lima.

m) Disponibilidad de suficientes equipos portátiles de extinción de incendios, equipos de ventilación, equipos de respiración autónoma, equipos de protección personal, etc., convenientemente ubicados en lugares diversos y accesibles.

Para la respuesta ante incendios, la CNA I cuenta con equipos portátiles de extinción de incendios, equipos de ventilación, equipos de respiración autónoma y equipos de protección personal suficientes, según el siguiente detalle:

Equipos	Cantidad
Autobomba	1
Extintores PQS 100 kg	2
Extintores PQS 25 kg	33
Extintores PQS 10 kg	34
Extintores PQS 5 kg	175
Extintores PQS 2,5 kg	207
Extintores PQS 1 kg	20
Extintores HFC 2,5 kg	37
Extintores CO ₂ 10 kg	33
Extintores CO ₂ 3,5 kg	476
Extintores CO ₂ 1 kg	10
Equipos Fijos de Extinción de FM 200	4
Equipos generadores espumas portátiles	7
Equipos de respiración autónoma	42
Trajes estructurales para brigada antiincendios	25
Equipos de ventilación tipo Venturi	5

Los equipos descriptos se encuentran convenientemente distribuidos en el emplazamiento de acuerdo al riesgo de incendio evaluado en cada área, considerando para esto la carga de fuego, el tipo de fuego y los criterios de las normas IRAM (Instituto Argentino de Racionalización de Materiales) para protección contra incendio.

n) Planificación y disponibilidad de los equipos de iluminación de emergencia adecuados, que faciliten la realización de las acciones dentro y fuera de los distintos edificios de la planta.

Asimismo, para poder realizar tareas en caso de SBO, la CNA I cuenta en el interior de los edificios con un sistema de iluminación de emergencia alimentado de baterías. Para la iluminación exterior la planta posee dos equipos de iluminación portátil, nueve generadores eléctricos portátiles y linternas de mano.

Para la iluminación de emergencia en los edificios la CNA I posee un circuito de iluminación de emergencia que siempre está conectado para actuar ante demanda (stand-by), alimentado de las barras eléctricas de emergencia de 400 V. La instalación también cuenta con un sistema de iluminación de pánico distribuido en escaleras, pasillos y puertas siendo alimentado por bancos de baterías de 220 VCC, así como equipos de iluminación portátil, ubicados en el edificio de maniobras.

Además, para la iluminación exterior también se dispone de un vehículo de emergencia con un generador portátil y luminarias, tres motogeneradores eléctricos portátiles de 6 kW y un motogenerador instalado sobre un trailer de 380 V /110 KVA.

- o) Disponibilidad de cables, conexiones prefabricadas, adaptadores, mangueras, etc.; necesarios para la actuación de los sistemas de refrigeración y venteo, así como para garantizar la operabilidad de la instrumentación y los elementos críticos necesarios según la estrategia de mitigación.**

La CNA I dispone de cables, conexiones prefabricadas, adaptadores, mangueras, etc. para los equipos que cuenta actualmente para ser utilizados en la emergencia y la estrategia de mitigación.

- p) Disponibilidad, en los sitios necesarios, de los planos y los procedimientos aplicables.**

Los planos y procedimientos de emergencia se encuentran ubicados en las siguientes ubicaciones en forma redundante,

- Sala de Control.
- Sala del CICE.
- Sala del CECE, ubicada a 9 km de CNA I.
- Archivos de Ingeniería + 20m del Edificio de Maniobras, donde opera el Grupo de Apoyo al CICE.
- Vía informática a través de la red de Planta.

- q) Aspectos relacionados con la protección radiológica del personal actuante, así como el uso de modelos adecuados de dispersión para calcular dichas dosis y tratar de reducirlas al máximo.**

La CNA I cuenta con información meteorológica y con una unidad móvil de monitoreo para medir la concentración de isótopos radiactivos para apoyar el uso de modelos de dispersión atmosférica. El modelo para el cálculo de la dispersión atmosférica permite:

- Estimar la dispersión atmosférica.
- Estimar el término fuente.
- Calcular la concentración a lo largo de la línea central de la pluma de dispersión.
- Determinación de la máxima concentración a nivel suelo.
- El cálculo de la dosis a lo largo de la línea central de la pluma.

4.4.1.1.2. Mitigación del daño al combustible

- a) Revisión y evaluación del alcance de las guías de gestión de accidentes severos.**

El desarrollo del Programa de Gestión de Accidentes Severos (PGAS) comenzó en CNA I en 2003, como respuesta a un requerimiento de la Autoridad Regulatoria para ambas centrales en operación. Dado que al momento de comenzar esta tarea no se contaba con un modelo de progresión del accidente severo, el desarrollo del mismo pasó a formar parte del Programa.

Dicho modelo, realizado para CNA I con el código MELCOR, está aún en desarrollo y se prevé su finalización a fin de 2012.

Hasta contar con el modelo específico de CNA I, se decidió aprovechar la experiencia recogida en el desarrollo del APS Nivel 2 de CNA II, y evaluar la aplicabilidad de aspectos del modelado a CNA I.

Se realizó una comparación cualitativa, a partir de una secuencia de SBO, de la evolución de la fenomenología de degradación del núcleo para la planta a partir de los resultados de CNA II. A continuación se resumen los lineamientos de dicha comparación y los resultados obtenidos, el punto 4.3.1.1.1 provee información más detallada acerca de esta comparación.

Tanto CNA I como CNA II son reactores nucleares del tipo PHWR con un diseño de núcleo claramente diferente al de reactores tipo PWR o BWR convencionales. Ambas centrales tienen características consideradas particulares del diseño y relevantes para el accidente severo in-vessel (etapa dentro del recipiente de presión):

- Elementos combustibles dentro de canales refrigerantes.
- Canales refrigerantes separados.
- Baja densidad de potencia (volumen de agua en moderador).
- Barras de control insertadas en el volumen del moderador.
- Re-criticidad no relevante en caso de reinundación de núcleo.
- Cuerpos de relleno.

En el estudio se hace una comparación de temperaturas, presiones y caudales de operación normal para ambas plantas y se concluye que ante la ocurrencia de un evento como la pérdida del suministro eléctrico de corriente alterna (SBO), las condiciones iniciales de temperatura y presión en los sistemas primario, moderador y secundario son similares en ambas plantas.

La evaluación de parámetros de diseño importantes para el cálculo termohidráulico de la progresión del accidente severo dentro del recipiente de presión y antes de la rotura del mismo y su comparación en CNA I y CNA II permite concluir que, dado que las condiciones iniciales de operación son semejantes, también es esperable que la evolución termohidráulica dentro del recipiente de presión de una secuencia accidental tipo Blackout determinada, sea similar tanto en CNA I como en CNA II.

Para la misma secuencia de blackout se cuenta con una comparación entre el comportamiento de CNA II (PHWR) y un reactor KWU alemán de potencia similar. La conclusión de dicho estudio es que el tiempo calculado hasta la rotura del RPV para CNA II es cinco veces mayor que la de la planta alemana.

En cuanto a las *estrategias para la fase de mitigación*, se plantea la refrigeración del lado externo del recipiente de presión, cuando ya se esté en condiciones de accidente severo. Esta estrategia, y su efectividad está siendo analizada para CNA II. El análisis de la efectividad para CNA II se completaría a fines de 2012. A posteriori debería analizarse su aplicabilidad en CNA I y planificar los cambios de diseño para proveer el agua de refrigeración.

Por otra parte, se ha decidido incorporar recombinaidores pasivos autocatalíticos para aumentar y garantizar la función de contención. Actualmente, se está trabajando con AREVA Alemania en la determinación de las especificaciones de los recombinaidores a instalar y su ubicación en la planta. Cabe aclarar, que esta misma empresa ha sido la proveedora de estos equipos en CNA II.

Respecto a una estrategia para el manejo de la contención, en caso de accidente severo, y con falla del recipiente, se están esperando los resultados finales realizados para CNA II, los cuales se aplicarán a CNA I por la similitud entre ambas centrales.

b) Procedimiento de rellenado de los tanques o depósito de almacenamiento del agua empleada en los sistemas de refrigeración.

La CNA I dispone de los siguientes procedimientos:

- Reposición de inventario en el primario con el Sistema TA en condiciones de LOCA pequeño.
Corresponde al procedimiento MI 58/11 “Reposición de inventario en caso de NZ52 con falla de TJ de baja”. Incluye dos alternativas no excluyentes. La primera de ellas prevé utilizar el tanque TA35B001 como reservorio de agua desmineralizada y en la segunda el agua sería aportada desde la pileta de agua desmineralizada vía acoplamiento TN/TA. La modificación completó el circuito interno de revisión de NA-SA y fue aprobada previéndose su implementación en julio de 2012.
- Segundo Sumidero de Calor-inyección de agua de a los GV (SSC-RX).
El segundo sumidero de calor (SSC), ya disponible, tiene como principal objetivo asegurar una vía de eliminación del calor residual del núcleo a través de los generadores de vapor, fundamentalmente para aquellos casos en que están indisponibles o no son efectivos el sumidero de calor normal o la cadena de refrigeración posterior (ver *Figura 4-45*). Sus procedimientos forman parte del Manual de Operaciones.
- Reposición de agua al SSC-RX.
Corresponde al procedimiento MI 73/11 “Reposición de agua al Segundo Sumidero de Calor”. La estrategia prevé utilizar el agua de las piletas de depósito UA00B03/B04 e inyectarlas tanto al tanque del sistema RX como al generador de vapor despresurizado, utilizando las bombas UA10D20 y D21 y reponer agua a dichas piletas con agua de pozo utilizando una de las bombas UJ aseguradas eléctricamente (ver *Figura 4-46*). La propuesta contempla además la posibilidad de alimentar los componentes involucrados mediante un generador externo en caso de SBO y que los generadores diesel del SSC también queden indisponibles (tercer grupo de GD que deberían fallar). Su implementación se prevé en 2013.

c) Procedimientos de operación manual de sistemas y componentes, incluyendo el uso de bombas accionadas por motor/turbina, etc., previstas para el caso de no disponer del correspondiente suministro eléctrico.

En un escenario de SBO con falla del respaldo de los diesel de la CNA II (SBO1), la CNA I cuenta con una propuesta de estrategia desarrollada en el marco del Programa de Gestión de Accidentes Severos (PGAS). Se trata en este punto el escenario de falla de los diesel propios, falla de los diesel de CNA II, pero considerando el éxito en la implementación de la rampa de enfriamiento del SSC, e ingreso de agua a los GV mediante este sistema, que cuenta con diesel propios.

Está en preparación una Instrucción de Operación de Planta para este escenario la cual propone como estrategia una acción manual para inyectar en corto tiempo el SSC con una rampa de enfriamiento alta, y otras acciones manuales. Esta rampa enfriará el primario a mayor velocidad logrando una temperatura entre 100 y 120 grados en el Sistema Primario evitando el potencial deterioro de los sellos de las bombas principales QF. Se estima la implementación de esta estrategia en el transcurso del presente año.

Se ha analizado también el manejo de un escenario similar al anterior pero con falla de la inyección de agua del SSC (y éxito del venteo a la atmósfera). Se propone una estrategia de características similares, es decir una acción manual para habilitar una rampa de 100 °C/h, y otras acciones manuales de parte del operador.

Por otra parte, se está desarrollando la ingeniería y procedimientos para contar con la alimentación desde un generador diesel móvil (GDM). Esta medida complementaría la mencionada reposición de agua al SSC-RX (MI N° 73/11), como complemento a esta estrategia en caso de SBO y con falla de los diesel del SSC.

Respecto de la refrigeración a las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados (EC) se prevé instalar una bomba de pozo independiente para alimentarlas (ver más adelante).

d) Disponibilidad de un suministro alternativo de agua de refrigeración de emergencia.

Se han tomado acciones y planes de contingencia para vigilar el nivel y la temperatura en la pileta de EC gastados (ver punto 4.3.1.1.1.1.2).

Este procedimiento contempla el monitoreo de nivel y temperatura de las piletas durante la emergencia y la posibilidad de reponer inventario aún en las siguientes condiciones:

- Pérdida de Sala de Control
- Blackout total
- Sismos e inundaciones

Para ello se adoptarán las siguientes medidas:

Se instalará una bomba de pozo, independiente de las destinadas al cumplimiento de otras funciones durante el evento, la cual proveerá el caudal de reposición necesario a piletas.

Se colocará un tablero eléctrico en el lugar, de manera que permita la alimentación eléctrica de la bomba, tanto desde una barra asegurada como desde el diesel móvil auxiliar de emergencia.

La bomba deberá estar sobredimensionada de manera tal que pueda, en caso de ser necesario, alimentar además a las piletas UA para reponer agua al SSC. Por esta razón se proyecta una bomba de características similares a las UJ01/02D001, utilizadas en esta última estrategia.

Instrumentación para monitoreo de parámetros:

- Se instalará un sistema tipo flotante, para medir nivel de piletas, uno para cada Edificio (el canal de comunicación estará cerrado durante la emergencia).
- Se enviarán estas señales, juntamente con dos de temperatura de agua de piletas (una por cada edificio) al tablero eléctrico mencionado en el punto anterior. La alimentación eléctrica de estas señales debe poder realizarse desde el diesel móvil auxiliar de emergencia.

Se prevé implementar la instalación de la bomba de pozo y la modificación de la conexión eléctrica hacia fines de 2013.

e) Reducción de fugas e implementación de acciones de recuperación.

Se han calculado los valores de los calores de decaimiento en ambas Casas de Piletas para dos situaciones: la situación en septiembre 2011, fecha en la que se realizó el cálculo) y en la predicción para mayo de 2015, cuando se asume se terminarán de completar todas las posiciones libres de Casa de Piletas II. Por otra parte, se estimaron los tiempos para que la temperatura del agua en cada piletta alcance los 100 °C en caso de pérdida normal de refrigeración para las dos situaciones planteadas.

Los tiempos estimados son de más de dos semanas en todos los casos, con la excepción de la Pileta 4, para la cual los tiempos son de 3,1 días en septiembre de 2011, y más de 2,9 días en mayo 2015. En dicha Pileta se decidió realizar una redistribución de EC entre la Pileta 4 y la Pileta 5 (ver 4.3.1.1.1).

Con la evaluación realizada, se considera muy improbable la situación de daño del combustible almacenado, debido a los largos tiempos que se requieren para llegar a descubrimiento y posterior daño. Por lo tanto, no se han analizado medidas específicas para esta condición.

f) Medidas para combatir condiciones radiológicas adversas en el edificio de pileta.

El combustible irradiado se encuentra almacenado en las piletas de combustible irradiado situadas en los edificios de Casa de Piletas I y II. La profundidad del agua en las piletas es tal que, durante todas las manipulaciones y operaciones de transporte y almacenamiento en condiciones normales, quede por arriba una capa de agua suficiente como blindaje. Mediante la aplicación de las acciones y planes de contingencia para vigilar el nivel y la temperatura en la piletta de EC gastados, se asegurarán de que se mantenga este blindaje.

Las condiciones radioquímicas del agua de las piletas de combustible son controladas periódicamente y se mantienen los registros correspondientes.

Como se mencionó en el punto anterior, se considera muy improbable la situación con daño del combustible en las piletas, por lo tanto, no se han adoptado medidas para combatir condiciones radiológicas adversas en el edificio de pileta. No obstante se dispone de instrumentación para detectar condiciones anormales en dicho edificio.

La zona de almacenamiento dispone de monitores de vigilancia continua de la radiación y contaminación ambiental. Además, se realiza una vigilancia radiológica periódica de dichas zonas, integrada en el programa de medidas radiológicas de la planta.

El sistema de vigilancia de recintos esta formado por equipos fijos cuya misión es vigilar de forma continua la contaminación ambiental (tritio y gases nobles) y los niveles de radiación en diversos recintos y zonas de circulación del área radiológicamente controlada de la Central. Están dotados de alarmas, visual y acústica, locales y/o centralizadas en Sala de Control, donde se dispone además de un sistema de adquisición de datos para facilitar un seguimiento de parámetros.

Se dispone de la siguiente instrumentación, con su ubicación y tipo de control utilizado para la medición de la contaminación ambiental (tritio, gases nobles, aerosoles):

- TL98Y02: Monitor de Aerosoles en Casa de Piletas I.
- TL98Y04: Monitor de Aerosoles en Casa de Piletas II.
- NY07Y03: Monitor de Área - Recinto 7/615; Puente Grúa Casa de Piletas II.
- Detector Geiger Muller (niveles de radiación gamma).

g) Previsiones para disponer de circulación natural/forzada de aire a largo plazo en los Edificios de Piletas.

La instalación de toma de aire está situada en la cota +16,5 metros del edificio de instalaciones auxiliares. El aire de toma, una vez tratado, se reparte, por medio de una cámara de distribución, entre diversas zonas, entre ellas al edificio de pileta que corresponde al sistema de ventilación de zona controlada TL 18.

La instalación de evacuación de aire también está en la cota +16,5 metros del edificio de instalaciones auxiliares y consta de los filtros de descarga de aire, en forma de filtros combinados de canales con celdas de pre-filtros y de partículas en suspensión.

El aire evacuado se canaliza por una red de conductos galvanizados. Como en el caso de la instalación de toma de aire, los conductos de salida también están provistos de dos válvulas de cierre rápido, dispuestas en serie, al atravesar la esfera de contención y el recinto anular. El aire a evacuar pasa a un colector de descarga, y de allí a los filtros de la instalación de descarga de aire.

Únicamente el aire de descarga del edificio de la pileta se purifica a través de filtros separados, situados en el recinto 003 del mismo. Tanto en su disposición, como en su funcionamiento, estos filtros son equivalentes a los de la instalación de evacuación de aire. El caudal total de aire en el edificio de pileta es de 20 m³/h.

h) Optimización de la disposición del combustible gastado en su alojamiento para distribuir adecuadamente la carga térmica.

Conforme a evaluaciones para dos escenarios temporales asociados al inventario de EC almacenados en las piletas se ha estimado la distribución del calor de decaimiento en cada pileta y el tiempo que deberá transcurrir (en días) a efectos de alcanzar los 100 °C a partir del momento de perder la capacidad de refrigeración normal. Los resultados de dichas evaluaciones permiten inferir que la pileta 4 del edificio de Piletas II es limitante estimándose un tiempo entre 3,1 a 2,9 días para alcanzar tal condición.

Al respecto está siendo definida la estrategia para la redistribución de EC entre las piletas 4 y 5 que se prevé disponer para fines de 2012.

4.4.1.1.3. Reducción de Emisiones Radiactivas

a) Disponibilidad de un adecuado suministro de agua.

El sistema de agua contra incendios, tiene el objetivo primario de suministrar agua de río a la planta para ser utilizada en la protección contra incendios. El sistema está subdividido en 4 partes: un circuito anular en el exterior a los edificios; una serie de ramales para los edificios; una instalación de rociadores (sprinkler) para los transformadores y una instalación para el edificio del segundo sumidero de calor.

En carácter complementario se dispone de una autobomba, cuyo objetivo primario es el de constituirse en equipo de apoyo a la red de agua de incendio y que resulta adecuada para intervención en instalaciones exteriores donde no llega la red citada.

Además, como apoyo externo a la planta, se cuenta como red fija alternativa a la red contra incendio del proyecto CAREM (1000 m³) con la asistencia de autobombas pertenecientes a Bomberos Voluntarios de Lima y Zárate y al proyecto CAREM.

b) Capacidad de utilización de los equipos de extinción de incendios (agua y espuma) para el “lavado” de las posibles emisiones radiactivas.

Conforme a lo previsto en el procedimiento PS-116 “Brigada de Emergencia”, la extinción de incendios mediante el uso de agua se ve complementada por la utilización de equipos generadores de espuma que podrán también contribuir al proceso de lavado de material radiactivo depositado en áreas diversas y accesibles.

A los fines indicados se dispone de tres equipos generadores de espuma de baja expansión y dos equipos generadores de espuma de alta expansión.

Asimismo, la autobomba de la central puede ser utilizada para el lavado del depósito radiactivo.

La CNA I está desarrollando además la especificación de un sistema contra incendios de espuma y aire (cañón para ataque a distancia) a efectos de mitigar fuegos en la zona del helipuerto. Este sistema estará montado sobre una base móvil y podrá eventualmente contribuir a tareas de lavado o retención de partículas radiactivas. El plazo estimado para completar la especificación es diciembre de 2012.

c) Depósitos transitorios para almacenar de manera controlada importantes volúmenes de agua radiactiva; bolsas de arena para facilitar la construcción de diques transitorios o materiales estabilizadores para controlar y retener el caudal del agua utilizada.

Para almacenar grandes volúmenes de agua radiactiva se dispone de un tanque de 100 m³ y dos tajamares de 100 m³ y 20 m³ respectivamente.

Para facilitar a la brigada de emergencia la disponibilidad de materiales y equipos, se dispone de cinco depósitos donde se almacenan materiales y equipos para ser utilizados en emergencias, distribuidos en los edificios principales de planta. Dichos materiales y equipos incluyen: equipos de protección personal, material de salvamento, extintores, líquidos formadores de espumas, accesorios para lucha contra el fuego, material absorbente y mangas contenedoras para derrames.

Complementariamente se instalaron “kits” de contención de derrames ubicados en diversos puntos de la central que contienen: trajes “Tyvek”, guantes, mantas absorbentes, paños absorbentes, mangas absorbentes y bolsas para residuos.

Además, en los depósitos de la CNA I se dispone de suficiente cantidad de tambores de 200 litros de capacidad a efectos de coleccionar el material radiactivo de lavado y proceder a su caracterización, acondicionamiento y almacenamiento transitorio.

d) Posibilidad de utilizar compuestos que retengan o absorban las eventuales partículas radiactivas presentes, a los efectos de facilitar las posteriores tareas de lavado y descontaminación, así como la depuración de aerosoles.

Se dispone de cantidades adecuadas de agente anti-dispersante (resina sintética) y agente descontaminante almacenados en lugares seguros y accesibles.

4.4.1.1.4. Revisión de Procedimientos

a) Alcance de los procedimientos vigentes aplicables a la estrategia de manejo de emergencias, incluyendo la lucha contra incendios y las correspondientes acciones de recuperación.

La CNA I inició un proceso de reevaluación de todos los procedimientos vigentes aplicables a la estrategia de manejo de emergencias, incluyendo otros nuevos procedimientos considerando las enseñanzas de Fukushima. A la fecha de emisión de este informe, se completó la revisión de los siguientes procedimientos:

- PS-101 Conformación y Funcionamiento del CICE.
- PS-104 Definición de alerta/alarma-Notificación en caso de emergencia.
- PS-108 Distribución de pastillas de yodo estable.
- PS-110 Control de acceso de las zonas afectadas.
- PS-115 Puntos de reunión.
- PS-116 Brigada de emergencia.
- PS-118 Emisión de alarmas acústicas internas.
- PS-120 Emergencias Convencionales.

Para fines de 2012 se prevé finalizar la revisión de los siguientes procedimientos adicionales:

- PS-102 Evaluación del estado de planta.
- PS-103 Evaluación de la condición meteorológica.
- PS-105 Declaración de Emergencia.
- PS-106 Monitoreo Ambiental en situación de emergencia.
- PS-107 Envío de representantes al COEM.
- PS-109 Coordinación de la puesta a cubierta de la población.
- PS-111 Evaluación de consecuencias radiológicas en el exterior.
- PS-112 Evacuación preventiva selectiva de pobladores.
- PS-113 Protocolo de Comunicaciones de emergencia y controles periódicos.
- PS-117 Elementos de Emergencia.
- PS-119 Emergencias y Situaciones Anormales previstas.

b) Interferencias entre los componentes de seguridad física y la necesaria movilidad y facilidad de acceso durante situaciones de emergencia.

Las interferencias que pueden afectar las acciones de respuesta durante el desarrollo de una de emergencia están asociadas con tres puntos de control integrados al Sistema de Protección Física de planta:

- Molinetes de ingreso o egreso del personal.
- Portón esclusa para ingreso o egreso de vehículos.
- Portón N° 3 de acceso a zona del muelle de cargas de la central.

Declarada la condición de emergencia, las instrucciones a ejecutar por el personal de vigilancia a cargo del Sistema de Protección Física son:

- Desbloqueo de molinetes a efectos de permitir el libre acceso o egreso de personas.

- Apertura de la esclusa para vehículos.
- Apertura del Portón N° 3 a efectos de facilitar el abastecimiento a Prefectura Naval Argentina de pastillas de yodo estable para ser repartidas entre los pobladores de las islas aledañas.

4.4.1.1.5. Entrenamiento del Personal

a) Programación de ejercicios y prácticas.

La CNA I aplica un programa de capacitación y entrenamiento mediante un proceso sistemático de formación de su personal especializado, en particular el personal de Operaciones, Brigada de Emergencia, integrantes del Comité Interno Asesor de Seguridad, quienes conforman el Centro Interno de Control de Emergencias (CICE) y personal de soporte de la organización de emergencia (control radiológico, evaluación, intervención y logística).

Conforme a sus funciones y a requerimientos de licenciamiento, el personal de Operaciones está sujeto a un programa de entrenamiento teórico-práctico en aula y en simulador. Las Instrucciones para Situaciones de Emergencia, Instrucciones para Situaciones Anormales, modificaciones relevantes de diseño y cambios en los procedimientos operativos.

El entrenamiento en simulador es bianual y tiene lugar en el simulador de alcance total de la Central Nuclear de Angra II (Brasil) y está orientado a los escenarios posibles de operación normal, ante eventos operacionales previstos (AOO; Anticipated Operational Occurrences) y situaciones de emergencia.

El programa anual de capacitación y entrenamiento de las Brigadas de Emergencia es también de carácter teórico-práctico y se realiza en tres modalidades, teórico, en campo y en instituciones especializadas. En la primera modalidad se imparten cursos teóricos, en la segunda se realizan simulacros en campo orientados a ejercitar y evaluar el desempeño de las Brigadas de Emergencia, necesidades de equipos y actualización de procedimientos. Se completa el programa con la participación anual de las Brigadas de Emergencia en un entrenamiento en el simulador de lucha contra incendio del Centro Argentino de Lucha Contra Incendio y Conducción (CALCIC), institución miembro del "National Fire Protection Association" (NFPA).

La capacitación y entrenamiento del personal que conforma el CICE, se ajusta a lo establecido en el documento "Requisitos de formación y entrenamiento para el personal que desempeña funciones especificadas".

El resto del personal de CNA I participa anualmente en cursos de re-entrenamiento en temas de Protección Radiológica, Preparación para Emergencia, Primeros Auxilios, Gestión Ambiental, así como en el Ejercicio de Aplicación del Plan de Emergencias.

Además, el mencionado personal complementa su entrenamiento participando en el Ejercicio de Aplicación del Plan de Emergencia Interno y con frecuencia bianual en el Ejercicio de Aplicación del Plan de Emergencia Externo.

b) Programa de familiarización con la central.

El programa de familiarización con la central incluye el dictado de cursos teóricos y recorridas en la central, con el fin de asegurar que todos el personal de la CNA I reciba la capacitación necesaria para ingresar, permanecer, trasladarse, realizar su trabajo y egresar de la instalación en forma segura, tanto durante operación normal como en situaciones de emergencia. El temario de dicho programa incluye:

- Descripción y principio de funcionamiento de la central. Distribución y comunicación entre los edificios. Ubicación de componentes principales y control de accesos.
- Normas generales de higiene, seguridad industrial, gestión ambiental y protección radiológica.
- Normas específicas de trabajo y protección personal en las operaciones a realizar.
- Efectos biológicos de las radiaciones ionizantes e identificación de riesgos en planta.
- Procedimientos de acceso, comportamiento y trabajo en zona controlada.
- Buenas prácticas.
- Actuación en situación de emergencia.

c) Ejercicios coordinados entre organizaciones externas y, personal de operaciones, mantenimiento y recuperación.

Anualmente se efectúa un ejercicio de aplicación del Plan de Emergencias. Dichos ejercicios se realizan de manera alternada de tal forma que un año el mismo es solamente interno, en tanto que al año siguiente abarca la emergencia externa que incluye la participación del público en la zona vecina a la planta, las organizaciones externas y la ARN en forma coordinada.

d) Entrenamiento conjunto con organizaciones externas

El entrenamiento conjunto se realiza en la preparación y durante la participación en los ejercicios de aplicación del Plan de Emergencia. Este entrenamiento se efectúa en el marco de los convenios de cooperación y prestación de servicios existentes indicados en 4.4.1.1.1 b. En dicho entrenamiento se practica la toma de decisiones, comunicaciones y aplicación de acciones automáticas (evacuación preventiva de la población en el radio de 3 km, puesta a cubierto, profilaxis con yodo estable y control de accesos).

Las organizaciones involucradas son:

- Defensa Civil Municipal de Zárate,
- Gendarmería Nacional (Escuadrón de Seguridad Atucha),
- Prefectura Naval Argentina (Puerto Zárate),
- Armada Argentina (Base Naval Zárate),
- Policía de la Provincia de Buenos Aires (Lima y Zárate),
- Hospital Regional Virgen del Carmen (Zárate),
- Bomberos Voluntarios (Lima y Zárate) y,
- Radioemisoras de Lima,
- Personal del Proyecto CAREN (CNEA).

e) Procedimiento de usos de equipos y materiales especiales.

El uso de equipos y materiales específicos destinados al manejo de situaciones de emergencia está regulado por el procedimiento de PS-117 "Elementos de Emergencia". Asimismo, cada organización externa dispone de procedimientos específicos aplicables al uso del equipamiento propio.

f) Programa de entrenamiento del personal compartido en emplazamiento con más de una unidad.

El Plan de Emergencia correspondiente a la operación conjunta de las CNA I y CNA II, estará disponible antes de la puesta a crítico de la CNA II y se prevé que incluya los procedimientos aplicables a las acciones comunes, entre ellas el entrenamiento conjunto y la respuesta frente a situaciones de emergencia.

g) Programa de entrenamiento del personal perteneciente a organizaciones externas a la planta o de otras plantas similares.

En el marco de la operación conjunta de las CNA I y CNA II, se prevé disponer de un programa de entrenamiento conjunto, dentro del marco establecido por el Acuerdo Específico N° 5 "Gestión de Emergencias en el Emplazamiento Atucha".

h) Programa de entrenamiento en el acoplamiento de equipos e instrumentación a suministros eléctricos y de agua alternativo, así como de actuación de dispositivos en situaciones críticas o degradadas.

El entrenamiento en el acoplamiento de equipos e instrumentación a suministros eléctricos y de agua alternativo, así como de actuación de dispositivos en situaciones críticas o degradadas se lleva a cabo a través del Programa de Capacitación del personal de la CNA I.

i) Programa de entrenamiento en el uso de dispositivos, accesorios y vestimenta especial.

A través del Programa de Capacitación, el personal de la CNA I recibe entrenamiento en el uso de dispositivos, accesorios y vestimenta especial a ser empleado durante la operación normal de la centra y así como en situaciones de emergencia.

4.4.1.1.6. Equipos

a) Disponibilidad de los conectores apropiados para el acoplamiento de los equipos auxiliares necesarios así como de los procedimientos para su alineamiento efectivo.

Se dispone de los conectores apropiados para el acoplamiento de los equipos auxiliares necesarios. Para los mismos, existen procedimientos de operación y el personal encargado de su utilización, se encuentra debidamente capacitado y efectúa prácticas periódicas. Asimismo, las nuevas instalaciones y equipos serán contemplados debidamente en cuanto a los conectores, procedimientos de operación y entrenamiento del personal.

b) Capacidad de suministro eléctrico y de refrigeración requerida para mantener las funciones de seguridad de la planta, así como la disponibilidad de equipos y componentes alineados para interconectar fácilmente con los diversos suministros de electricidad y circuitos de refrigeración auxiliares, así como para alimentar la instrumentación y los distintos dispositivos requeridos.

- En base al análisis realizado, se ha determinado la potencia eléctrica a suministrar por un generador diesel móvil y las instalaciones eléctricas necesarias para su operación, con capacidad para alimentar:
 - una bomba TA4 y las válvulas asociadas para el ingreso al circuito primario,
 - la bomba RL33D01,
 - las válvulas y control del venteo regulado de los generadores de vapor,
 - la bomba UJ,
 - una bomba a ser conectada al ramal UX para refrigerar el núcleo mediante un generador de vapor y las válvulas asociadas,
 - una bomba para reponer agua a las piletas de combustible gastado, tomando agua subterránea.

De acuerdo con lo indicado previamente, se ha decidido incorporar un generador eléctrico móvil de 680 KVA. Se estima que esta mejora se completará para fines de 2013.

- Se está desarrollando un procedimiento operativo de emergencia para cubrir el escenario de pérdida de refrigeración o de inventario de las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados. El mismo contempla el monitoreo de nivel y temperatura de las piletas durante la emergencia y la posibilidad de reponer inventario en las siguientes condiciones:
 - Pérdida de Sala de Control
 - SBO
 - Sismos e inundaciones / bajantes

Para ello se prevé implementar las siguientes mejoras:

- Instalar una bomba, dimensionada para alimentar a las piletas UA (sistema de tratamiento de agua para reponer agua al SSC desde un suministro independiente proveniente de la napa. Dicha bomba proporcionará el caudal de reposición necesario para refrigerar los EC almacenados en las correspondientes piletas.
- Montar un tablero eléctrico, de manera que permita la alimentación eléctrica de dicha bomba, tanto desde una barra asegurada como desde el GDM.

Se estima que estas mejoras se completarán para fines de 2013.

- Se propone una modificación para reponer el inventario de agua a los GV a través del SSC, en condiciones de pérdida del tanque de agua de alimentación, la cadena de refrigeración posterior y el sistema asegurado de inyección de agua al GV. Asimismo, en casos donde la integridad del SSC no se haya visto afectada, se podrá reponer inventario al tanque de dicho sistema. Para ello se inyectará el agua desde las piletas de depósito UA00B03/B04 al GV despresurizado, utilizando las bombas UA10D20 y D21 y reponiendo agua con agua de napa utilizando una de las bombas UJ (sistema de abastecimiento de agua potable).

La propuesta contempla además la posibilidad de alimentar los componentes involucrados mediante un generador externo en caso de SBO y que los GD del SSC también queden indisponibles. Se prevé completar su implementación en 2013.

- La CNA I cuenta con tres bombas del sistema UK, cada una de ellas suministra un 50% del caudal necesario de agua en condiciones normales de funcionamiento y el 100% en condiciones de emergencia. En condiciones normales funcionan dos bombas UK, quedando en reserva la tercera.

Para el evento de pérdida de la Casa de Bombas de la CNA I se decidió incorporar una cuarta bomba UK de reserva, para asegurar la refrigeración posterior de la planta. Esta cuarta bomba, será ubicada en Casa de Bombas de Atucha II y permitirá tomar agua de 1 m por debajo y 2 m por arriba de la cota para las actuales bombas UK, lo que dará un mayor margen de operación de la planta en caso de grandes bajantes o crecientes del Río Paraná de las Palmas. En condiciones de crecientes permitirá seguir tomando agua aun cuando la altura del río haya superado la altura de la casa de bombas (5,17 m).

Se estima completar la implementación de esta modificación en 2013.

- El nuevo sistema de corriente de emergencia que se está construyendo en la CNA I incorpora tres generadores diesel, cada uno de ellos capaz de entregar el 100% de la potencia demandada al EPS, para mantener una condición segura de la central. Dichos generadores estarán ubicados en un edificio especialmente construido para tal fin. Esta modificación se completará durante el año 2013.

c) Impacto en otras áreas esenciales de la central (sala de control, recintos de alojamiento de interruptores, cables, relés, etc.) que pueda provocar la pérdida del suministro eléctrico.

Se está realizando un estudio para verificar el impacto en áreas esenciales de la CNA I ante un escenario de SBO. En particular, se pretende asegurar la alimentación eléctrica a la instrumentación correspondiente a señales representativas de las variables necesarias para el monitoreo de su estado y evolución. Además, también se está evaluando implementar una reducción de las cargas alimentadas por las baterías, a fin de prolongar su disponibilidad hasta que se disponga de una alimentación eléctrica alternativa. Al momento de la edición de este informe se ha completado la definición de la instrumentación necesaria para el monitoreo del núcleo y la contención, y se prevé completar las mejoras arriba mencionadas durante 2013.

d) Disponibilidad de los equipos auxiliares de recuperación en áreas diversas y seguras.

Los equipos auxiliares de recuperación se encuentran instalados o almacenados en áreas diversas y seguras. Los equipos adicionales previstos en las mejoras propuestas, también serán almacenados considerando su disposición segura y diversa.

e) Equipos de la estrategia de mitigación.

Los equipos asociados a la estrategia de mitigación están sometidos a un adecuado programa de mantenimiento, pruebas e inspección. Asimismo, para el caso de los nuevos equipos que se prevé instalar como parte de las mejoras propuestas, se procederá a elaborar los programas de mantenimiento, pruebas e inspección en base a la experiencia de planta y a la recomendación de los fabricantes.

4.4.1.2. CNA II

Debido a que la CNA II ha iniciado recientemente las actividades de puesta en marcha, aún no se ha finalizado la revisión y verificación de los temas relacionados con el manejo interno de situaciones de emergencia, en particular los correspondientes a dirección y control; mitigación del daño al combustible; reducción de emisiones radiactivas; revisión de procedimientos; entrenamiento del personal y equipos. Debido a esta situación, los resultados de dicha revisión aun no están disponibles. No obstante los mismos serán asimilables a los vigentes en la CNA I contigua.

4.4.1.3. CNE

4.4.1.3.1. Dirección y Control

Se ha realizado la verificación del estado de situación de los siguientes temas, con la finalidad de detectar eventuales debilidades y definir las correspondientes medidas que se considere necesario implementar:

a) Procedimientos vigentes para redistribuir y reubicar en áreas seguras al personal que deba permanecer en la central.

El Plan de Emergencias de la CNE, define la estrategia, la metodología, la organización y los medios necesarios para hacer frente a las emergencias que pudieran ocurrir. El Plan de Emergencias es apoyado por medio de procedimientos que definen la forma en que se debe aplicar la estrategia definida y las responsabilidades particulares.

Los procedimientos PS-103 "Preparación para Emergencias - Alertas - Notificaciones en caso de Emergencia Nuclear" y POP-009 "Procedimiento de Operaciones" establecen las pautas a seguir para la evacuación del personal.

Dichos procedimientos contienen las instrucciones aplicables a la redistribución y reubicación en áreas seguras, tanto del personal que deba permanecer en la central como del personal no necesario para enfrentar la emergencia, así como los distintos caminos para acceder a la Sala de Control Secundaria en caso de un sismo o inhabilitación de Sala de Control Principal y el orden de prioridades para su elección.

El personal que deba permanecer en la central dispone de áreas seguras en las cuales, si es necesario, se pueden redistribuir. Las principales áreas son:

- Sala de Control Principal (SCP).
- Sala de Control Secundaria (SCS).
- Sala de Planos de la Sala de Control Principal.
- Centro alternativo para el Centro interno de Control de Emergencias (CICE).

Como resultado de la revisión de los mencionados procedimientos se detectaron algunas debilidades que generaron la decisión de implementar las siguientes mejoras:

- Se detectó que la Sala de Control Secundaria, no posee un sistema de recirculación de aire filtrado que permita su habitabilidad cuando exista presencia de humo o emisión de material radiactivo a la atmósfera durante un accidente nuclear.

En consecuencia, se prevé realizar cambios de diseño en el sistema de ventilación consistentes en la instalación de un sistema de recirculación de aire del 100% a través de filtros de carbón activado y filtros absolutos en dicha sala. Los ventiladores de éste sistema estarán alimentados eléctricamente desde el sistema de energía eléctrica asegurada (EWS, sistema de suministro eléctrico de emergencia) que se suministra también a dicha sala. Esta previsto realizar esta mejora durante la etapa de reacondicionamiento para la extensión de vida de la CNE estimada para fines de 2016.

b) Procedimientos referidos a convenios con organizaciones externas y sus protocolos de activación.

La CNE cuenta con los siguientes convenios de asistencia con distintas organizaciones externas con el fin de garantizar una adecuada colaboración en el caso de emergencia:

- Convenio con los Bomberos Voluntarios de Embalse: Este convenio facilita la cooperación por parte de los Bomberos Voluntarios locales en caso de emergencia y su participación en los simulacros de emergencias nuclear que se efectúan regularmente así como la capacitación del personal del cuerpo de Bomberos Voluntarios.
- Convenio con Gendarmería Nacional. En condiciones normales este convenio facilita las tareas de control y defensa por parte de Gendarmería en espacios estratégicos de las instalaciones y su normal funcionamiento. En caso de emergencias Gendarmería Nacional se encarga, bajo demanda de los responsables del manejo de la emergencia, de la distribución de las pastillas de yodo estable a la población involucrada dentro de los 10 km. También intervendrá en la evacuación de la población ubicada dentro de los 3 km alrededor de la CNE.
- Convenio de Asistencia Médica con la Municipalidad de Embalse. Permite coordinar la prestación de asistencia médica de primeros auxilios.
- Convenio con Empresa de Transporte de Personal. Permite que, en caso de emergencia se realice la evacuación del personal de la CNE, no requerido en esas circunstancias, empleando los micros que permanecen en las inmediaciones para tal fin.

c) Planes de evacuación y auxilio del personal.

En caso de ser necesarios la evacuación y/o el auxilio del personal de la instalación, la CNE cuenta actualmente con los siguientes planes y procedimientos:

- **Plan de Emergencia:** Indica que, en caso de evacuación interna, el personal que no tiene un rol específico en el manejo de la situación de emergencia debe dirigirse a los Puntos de Reunión determinados para su evacuación.
- **Procedimiento PSM-04 “Organización y Funcionamiento Servicio Médico en Emergencia”:** Define los recursos humanos, materiales y las provisiones necesarias para hacer frente a eventuales emergencias médicas.
- **Procedimiento PS-060 “Descontaminación Superficial del Cuerpo Humano”:** Define las condiciones y métodos para llevar a cabo la descontaminación, tanto en condiciones normales como en emergencias.
- **Procedimiento PS-104 “Contramidas Automáticas”:** Define las condiciones y las actividades requeridas para implementar las contramedidas automáticas en caso de emergencia nuclear.

d) Procedimientos para la preparación y coordinación para la recepción de materiales, equipos y personal adicional.

Cuando se confeccionó el presente informe la CNE aún estaba revisando y mejorando los mencionados procedimientos.

e) Recursos de personal profesional necesarios.

La organización de emergencia en el emplazamiento se constituye progresivamente desde el inicio del incidente/accidente estando integrada en un principio por el personal del turno en servicio, conformado por un mínimo de 20 personas distribuidas de la siguiente manera:

- 1 Jefe de Turno
- 1 Ayudante Jefe de Turno
- 1 Operador general (Operador 2 Licencias)
- 1 Asistente Sala de Control
- 1 ó 2 Asistentes Técnicos
- 4 Auxiliares
- 1 Químico
- 1 Operador Sistema de Recambio
- 1 Mecánico de Turno
- 1 Electrónico de Turno
- 1 Electricista de Turno
- 1 Oficial de Radioprotección
- 1 Enfermero
- 1 Supervisor Operaciones de Seguridad Física
- 1 Operador Auxiliar de Seguridad Física
- 1 Encargado de Pabellones
- 1 ó 2 Personal en entrenamiento

Además, existe permanentemente una guardia de operación completa como personal disponible para apoyar o reemplazar al personal del turno en servicio cuando es necesario, ya sea para los casos de operación normal o emergencias.

La CNE cuenta con un sistema de guardias programadas con un total de 197 agentes disponibles en 51 grupos, los sectores relevantes involucrados en este sistema de guardias son:

- Gerencia CNE
- Subgerencia de Operaciones
- Subgerencia de Seguridad y Radioprotección
- Subgerencia de Ingeniería
- Subgerencia de Mantenimiento
- Subgerencia Garantía de Calidad
- Departamento Producción

- Departamento Ingeniería
- Departamento Seguridad Nuclear
- Departamento Soporte Técnico
- Departamento Mantenimiento Mecánico
- Departamento Mantenimiento Eléctrico e Instrumentación y Control
- División Obra Civil
- División Servicio Médico
- División Relaciones Públicas

f) Identificación de organizaciones e instalaciones externas que pudiesen disponer de los conocimientos y recursos adecuados para ayudar a la gestión de la emergencia.

Otras organizaciones han sido identificadas por la CNE, las que participan activamente de los simulacros de emergencias nucleares, tales como:

- Dirección de Defensa Civil de la Provincia de Córdoba
- Juntas Municipales de Defensa Civil de las localidades de Embalse, La Cruz, Villa del Dique y Villa Rumipal
- Central Nuclear Atucha I
- Nucleoeléctrica Argentina Sociedad Anónima (NA-SA)

g) Procedimiento que contemple la posibilidad de compartir personal en emplazamientos con más de una unidad, así como los recursos necesarios para la gestión del accidente en todas las unidades del emplazamiento.

No aplicable, dado que la CNE posee una sola unidad y no existen planes para instalar una segunda unidad.

h) Áreas seguras para almacenar el material y los equipos necesarios para ejecutar el plan de respuesta.

Para casos de emergencia, en la CNE están previstos 12 depósitos de emergencia, identificados y ubicados adecuadamente en lugares estratégicos de la misma, que están destinados a almacenar, materiales, equipos y/o documentación para emergencias. Estas áreas están ubicadas en:

- Depósito de la Sala de Control Principal
- Depósito de la Sala de Control Secundaria
- Depósito en el segundo piso (entrada a SCP)
- Oficina del Oficial de Radioprotección (Área Controlada)
- Sala del Sistema de Energía de Emergencia (SEE)
- Nave auxiliar
- Edificios de generadores diesel Clase III
- Edificio del Sistema de Agua de Emergencia (SAE)
- Edificio del Sistema de Enfriamiento de Emergencia del Núcleo (SEEN)
- Edificio de Planta de Tratamiento de Agua (Sala de Almacenamiento)
- Sala del CICE
- Servicio Médico

i) Establecimiento de áreas seguras a resguardo de eventuales incendios y de exposiciones radiológicas.

En caso de eventuales incendios y de exposiciones radiológicas las áreas seguras establecidas dentro de la planta son:

- **Sala de Control Principal (SCP).** La SCP dispone de los equipos e instrumentos necesarios para la operación y control de la Central y para la evaluación de las consecuencias radiológicas del accidente. Su diseño permite la habitabilidad en caso de accidente y está dotada de la documentación y equipos de protección personal adecuados para la actuación del personal que allí se ubica. Dispone de medios de comunicación redundantes con las distintas Autoridades involucradas, los centros de control de emergencia y con el exterior.

- **Sala de Planos de la Sala de Control Principal.** En esta sala se ubica el personal de apoyo para la emergencia que no está asignado al CICE o a la Sala de Control. Dispone de equipos de protección personal, documentación técnica y telefonía interna.
- **Centro Interno de Control de Emergencia (CICE).** En el CICE se ubica el personal encargado de la dirección de la emergencia en sus aspectos internos y de facilitar la información relevante al Centro Operativo de Emergencia Municipal externa (COEM). El CICE está equipando para permitir su habitabilidad limitada en caso de accidente. Cuenta con equipos de protección personal y dispone de medios de comunicación con el exterior redundantes.
- **Centro alternativo para el CICE.** Es un recinto similar al CICE situado en el Hostal CNE, ubicado a unos 5 km de la Central, en la localidad de Embalse.

Como resultado de la revisión se detectaron algunas debilidades que generaron la decisión de implementar la siguiente mejora:

- El edificio del CICE posee algunas deficiencias en sus aspectos sísmicos y de ventilación. Por ello se modificará dicho edificio en sus aspectos sísmicos y se instalará un sistema de ventilación con filtros HEPA / carbón activado, energía eléctrica de emergencia, se mejorará el sistema de comunicaciones y se lo equipará para soportar condiciones de accidente severo por tiempo prolongado. Esta previsto realizar esta mejora durante la extensión de vida de la Central, finalizándola para diciembre de 2016.

j) Establecimiento de zonas apropiadas, libres de obstáculos, para facilitar la llegada de ayuda exterior mediante vehículos aéreos ligeros.

Para el caso de una emergencia nuclear de larga duración, la CNE dispone de espacios libres de obstáculos, especialmente previstos para facilitar la llegada de ayuda exterior mediante vehículos terrestres y de áreas aptas para maniobras de helicópteros.

k) Procedimientos y medios que aseguren la garantía efectiva de la comunicación de la dirección de la emergencia con la sala de control, las áreas seguras, el turno de operación, el equipo de recuperación, el equipo de lucha contra incendios, otras organizaciones externas, la ARN, etc.

El procedimiento PS-103 “Preparación para Emergencias – Alertas – Notificaciones en caso de Emergencia Nuclear”, asociado al Plan de Emergencias contiene instrucciones específicas sobre comunicaciones durante emergencias. En dicho procedimiento se define un código de alarmas para alertar y notificar al personal de la instalación, a las organizaciones participantes de la respuesta ante emergencias y población involucrada dentro de los 10 km de distancia de la central.

Para anunciar las situaciones de emergencia al personal que se encuentra en la instalación se utilizan cinco señales acústicas, transmitidas a través del sistema de parlantes de la planta, Estas señales se utilizan para indicar Alarma General, Alarma de Intromisión, Alarma de Incendio, Alarma de Fuga y Alarma de Evacuación.

La comunicación de la situación de emergencia a la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) y a las organizaciones externas antes citadas se realiza en forma telefónica, por fax, mediante radio VHF o por medio del sistema de radio de Gendarmería Nacional que tiene cobertura en todo el país. En ciertos casos a nivel local también puede emplearse a la Policía o a emisarios destinados a tal efecto. Para convocar al personal fuera del horario de trabajo se emplea el sistema telefónico y/o radio VHF.

Además la CNE dispone un sistema de sirenas de emergencia dispuestas en las cuatro localidades ubicadas dentro de los 10 km de la Central (Embalse, Villa del Dique, Villa Rumipal y La Cruz). La función de este sistema de sirenas es poner en alerta a la población en el primer momento del evento y está previsto que la comunicación con la población continúe a través de radios FM locales que poseen comunicación con la central y el COEM por medio de radios VHF.

l) Análisis de la disponibilidad y compatibilidad de los equipos de comunicación necesarios, necesidades de equipos de emergencia adicionales, baterías y cargadores de dichos equipos, etc.

La CNE dispone de equipamiento de comunicaciones fijo y móvil previsto para integrar a todas las organizaciones intervinientes en la red de comunicación de emergencia que permitan una comunicación efectiva en cualquier escenario accidental. Estos equipos son probados mensualmente y el uso integral de los mismos se ensaya anualmente en el marco de los ejercicios de aplicación del Plan de Emergencias.

Además, se cuenta con acceso al sistema telefónico nacional e internacional a través de líneas de telefonía fija contratadas con distintos proveedores, un sistema de enlace radial en la banda VHF (con una frecuencia fija para emergencias) con los destacamentos de la Policía Provincial de todas las localidades vecinas, las defensas civiles de Embalse, Villa del Dique, Villa Rumipal y La Cruz y con las radios FM locales. Alternativamente puede emplearse el sistema de enlace radial de Gendarmería Nacional que cubre todo el país.

No obstante, como resultado de la revisión se detectaron algunas debilidades que generaron la decisión de implementar la siguiente mejora:

- Se encuentra proceso de compras un conjunto de teléfonos satelitales fijos y móviles para comunicación para ser utilizado como respaldo de los sistemas de comunicación existentes. Se prevé que a fin de 2012 el sistema estará en operación.

m) Disponibilidad de suficientes equipos portátiles de extinción de incendios, equipos de ventilación, equipos de respiración autónoma, equipos de protección personal, etc., convenientemente ubicados en lugares diversos y accesibles.

Para controlar posibles incendios, la CNE dispone de una adecuada cantidad de equipos portátiles de extinción de incendios, equipos de ventilación, equipos de respiración autónoma y equipos de protección personal, según el siguiente detalle

Equipos	Cantidad
Autobomba	1
Módulo de extinción de incendios forestales	2
Extintores PQS 100 kg	3
Extintores PQS 50 kg	28
Extintores PQS 10 kg	48
Extintores PQS 5 kg	187
Extintores PQS 2,5 kg	87
Extintores HFC 5 kg	11
Extintores HF 2,5 kg	81
Equipos generadores espumas	6
Tanques con liquido emulsor 1500 litros	4
Equipos de respiración autónoma	25
trajes estructurales para brigada anti-incendios	25
Equipos integrales para emergencia químicas	6
Equipos de ventilación tipo Venturi	6

Asimismo, para poder realizar tareas en caso de blackout (SBO), la CNE cuenta dentro de los edificios con un sistema de iluminación de emergencia alimentado de baterías. Para la iluminación fuera de los edificios la planta posee dos equipos de iluminación portátil, 9 generadores eléctricos portátiles y una variedad de linternas.

Como resultado de la revisión se detectaron algunas debilidades que generaron la decisión de implementar la siguiente mejora:

- Se verificó la necesidad de reforzar la alimentación a los cargadores de las baterías que alimentan la iluminación de emergencia. Para responder a esta necesidad se prevé instalar un equipo generador diesel móvil (GDM) de 550 KW. Se prevé disponer de este equipo en diciembre de 2014.

n) Planificación y disponibilidad de los equipos de iluminación de emergencia adecuados, que faciliten la realización de las acciones dentro y fuera de los distintos edificios de la planta.

En caso de un escenario de SBO con pérdida del sistema EPS, el diseño actual prevé que este sistema suministre la energía eléctrica requerida a los cargadores de batería de las barras de Clase I (corriente continua asegurada con baterías) y Clase II (alimentada desde las barras de Clase I). También alimentará en esta situación a las bombas del sistema antiincendio. La alimentación eléctrica a la iluminación de emergencia de los edificios se realiza desde las barras de Clase I (baterías).

Como resultado de la revisión se detectaron algunas debilidades que generaron la decisión de implementar las siguientes mejoras:

- Se prevé construir un panel eléctrico ubicado en el exterior del Edificio de Servicios con las facilidades de conexión al mencionado equipo de iluminación. Una vez implementada esta modificación se instruirá al personal de Operaciones y de Mantenimiento eléctrico para la conexión y operación del mismo. Se prevé que esta mejora se concluya a fines de 2014.
- Para la realización de tareas fuera de los distintos edificios de la planta por tiempos prolongados, se decidió incorporar:
 - tres generadores eléctricos portátiles de 5,5 KW con columnas de iluminación.
 - tres equipos generadores diesel móviles de 6 KW montados sobre trailers con sus respectivas columnas de iluminación móviles y los cables asociados.

Se prevé que esta mejora se concluya a fines de 2013.

o) Disponibilidad de cables, conexiones prefabricadas, adaptadores, mangueras, etc.; necesarios para la actuación de los sistemas de refrigeración y venteo, así como para garantizar la operabilidad de la instrumentación y los elementos críticos necesarios según la estrategia de mitigación.

La central dispone de cables, conexiones prefabricadas, adaptadores, mangueras, etc. adecuados para los equipos y la estrategia de mitigación vigente para ser utilizados en situaciones de emergencia. Los equipos a incorporar en las mejoras serán tenidos en cuenta para asegurar la compatibilidad de las conexiones.

p) Disponibilidad, en los sitios necesarios, de los planos y los procedimientos aplicables.

Los planos y procedimientos de emergencia se encuentran ubicados, en forma redundante, en las siguientes ubicaciones:

- Sala de Control Principal
- Sala de Control Secundaria
- Oficina del Oficial de Radioprotección
- Sala del Sistema de Energía de Emergencia (Edificio de Servicio)
- Edificio de los Motogeneradores Diesel Clase III
- Edificio del Sistema de Agua de Emergencia
- Edificio del Sistema de Enfriamiento de Emergencia del Núcleo
- Sala del CICE
- Móvil de Emergencia
- Laboratorio Móvil Ambiental
- Sala del CICE del Hostal de CNE
- Archivo del Administración y Bunker
- En la red informática de la central

q) Aspectos relacionados con la protección radiológica del personal actuante, así como el uso de modelos adecuados de dispersión para calcular dichas dosis y tratar de reducirlas al máximo.

El Procedimiento PS-031 "Cálculo Radiológico para fase temprana de un accidente nuclear" establece los mecanismos para:

La metodología de cálculo descrita en el procedimiento es la siguiente:

- El relevamiento de datos meteorológicos;
- La estimación del término fuente;

- La estimación de la dispersión atmosférica;
- El cálculo de la dosis y la concentración de aerosoles a lo largo de la línea central de la pluma de dispersión;
- Determinación de la máxima concentración de aerosoles a nivel suelo y de la dosis máxima.

4.4.1.3.2. Mitigación del Daño al Combustible

a) Revisión y evaluación del alcance de las guías de gestión de accidentes severos

CNE posee procedimientos específicos de planta que han sido diseñados para mitigar los efectos de eventos iniciantes y conducen a que el operador pueda llevar la planta a estado seguro el que es definido como parada fría. La respuesta para ocurrencias operativas y accidentes es controlada a través de sistemas de jerarquías de procedimientos de planta como sigue:

- **Manuales de Operación y Manual de Respuesta a Alarmas:** Incluyen procedimientos usados por personal de operación de la planta durante operaciones de rutina, éstos incluyen información referida a operaciones anormales y las funciones de las alarmas asociadas con los sistemas de planta (set points, causas probables, respuestas de operador, etc.).
- **Manual de Impairment:** Incluye acciones a llevar a cabo por el operador en caso que alguna operación esté cercana a salir fuera de los límites especificados de la operación segura.
- **Procedimientos Operativos de Eventos Anormales (EOPs, Emergency Operating Procedures):** Dirigen al operador durante condiciones de accidente (para accidentes base de diseño y extensión de la condición de diseño) y están diseñados para restablecer la planta a la condición segura y asegurar la protección de la salud y la seguridad del personal y del público.
- **Manual de Emergencia:** Incluye acciones del operador en caso de incidentes radiológicos, médicos, químicos, eventos de fuego, condiciones meteorológicas severas, incidentes de transferencia o transporte de combustibles, incidentes en las piletas de almacenamiento de combustible quemado o en el Almacenamiento en Seco de Elementos Combustibles Quemados (ASECQ), incidentes de inhabilitación de la Sala de Control Principal; este manual provee los criterios necesarios para clasificar la emergencia y acceder fácilmente al contenido de cada sección para tomar las medidas necesarias para diferentes tipos de emergencias, todo esto dentro del gobierno del Plan de Emergencias de planta. Los procedimientos administrativos son utilizados para describir las responsabilidades de los equipos de operación cuando operan durante transitorios de planta y accidentes, apuntando a obtener consistencia en el desempeño de los equipos. Estos documentos instruyen al personal licenciado de operación para que reconozcan cualquier evento anormal y mitiguen sus consecuencias.
- **Guías de Manejo de Accidente Severo:** Para el desarrollo de las SAMG's genéricas CANDU Owner Group (COG) utilizó el enfoque del Westinghouse Owners Group (WOG) con las modificaciones técnicas necesarias para adaptar su implementación en las plantas CANDU basándose en un exhaustivo análisis e investigación de los accidentes severos posibles en las plantas CANDU. La preparación de las SAMG's específicas para CNE está siendo realizada por el diseñador de la CNE (AECL, adquirida recientemente por CANDU Energy). Están siendo adaptadas con el paquete de documentación de CNE, eliminando información no aplicable e incorporando detalles específicos e información importante y realizando todos los ajustes necesarios para el tratamiento de los aspectos únicos del diseño de la planta y/o operación. Están en proceso avanzado de elaboración un total de 48 documentos (SAG's, SCG's, CA's, SACRG's, SAEG's, DCF, SCST y sus documentos soporte asociados). También, otras 40 instrucciones facilitadoras están siendo preparadas para apoyar los lineamientos para cada estrategia presentada en los mencionados documentos. La interfase entre los POEA's y las SAMG's se establecerá introduciendo a los POEA's las condiciones de entrada a las SAMG's.

La interfase con el Plan de emergencia se incluirá mediante la revisión de la documentación existente, para reflejar las nuevas responsabilidades y requerimientos que surjan de la implementación de las SAMG's.

También, todas las categorías de personal de planta involucrados en la organización de la emergencia será entrenado para el uso de las SAMG's y se incluirán ejercicios de aplicación dentro del Programa de Entrenamiento para Respuesta a la Emergencia.

Las SAMG's han sido desarrolladas basadas en las capacidades de los sistemas y equipos existentes. Un set de requerimientos de información enfocada y limitada fue definido para apoyar el diagnóstico y las evaluaciones en las SAMG's.

Las SAMG's toman en cuenta el período de tiempo disponible antes de que ocurran efectos cliff-edge en un escenario de accidente no mitigado e incluye medidas de prevención de los efectos cliff-edge.

Las SAMG's cubren también el suministro eléctrico y aire comprimido como equipo acreditado para prevención y mitigación del daño al núcleo, para protección de la integridad de la contención durante accidente severo y para la prevención y mitigación de la pérdida de la refrigeración de la pileta de elementos combustibles quemados.

b) Procedimiento de rellenado de los tanques o depósitos de almacenamiento del agua empleada en los sistemas de refrigeración.

La CNE no posee tanque de agua de alimentación pero posee un tanque de agua de alimentación auxiliar de 300 m³ mantenido a 94 °C y dos bombas alimentadas desde energía eléctrica asegurada (Clase III) para alimentación auxiliar a los G de V. En los manuales de operación y POEAs se encuentra definida la operación de este sistema.

c) Procedimientos de operación manual de sistemas y componentes, para el caso de no disponer del correspondiente suministro eléctrico.

Cuando finalice la implementación de las mejoras identificadas se definirán los procedimientos necesarios para poner en práctica las operaciones en las cuales éstos serán requeridos.

d) Disponibilidad de un suministro alternativo de agua de refrigeración de emergencia.

En base a los análisis realizados se decidió implementar las siguientes mejoras:

- Se instalará una facilidad para conexión de autobomba desde el exterior del edificio de piletas para reposición de agua a la misma para los eventos de pérdida de refrigeración, circulación o Station Blackout (SBO). Está previsto implementarlo durante el tercer trimestre de 2012.
- Se está escribiendo un procedimiento de evento anormal para responder a la pérdida de refrigeración de la pileta y/o pérdida de inventario. Se incluirán en este procedimiento acciones y contingencias para monitorear el nivel de refrigerante y la temperatura de la pileta desde la sala de control secundaria en el supuesto de que la sala de control principal y la sala de la pileta sean inaccesibles. Se incluirán acciones para reposición de agua desde sistemas alternativos (ej: hidrantes del sistema anti-incendios o autobomba) en los eventos de pérdida de refrigeración prolongada o pérdida de inventario. Está previsto implementarlo durante el tercer trimestre de 2012.

Se instalarán dispositivos para efectuar mediciones de nivel y temperatura de la pileta de almacenamiento (independientes de los que existen en la actualidad en la sala de control principal) en la sala de control secundaria con repetidor en sala de control principal y se alimentarán eléctricamente desde el Sistema de Energía de Emergencia (Generadores diesel de emergencia). Está previsto implementarlo durante el cuarto trimestre de 2012.

e) Reducción de fugas e implementación de acciones de recuperación.

En relación a la reducción de fugas, las modificaciones a implementar durante el proyecto de extensión de vida son las siguientes:

- Reemplazo de la válvula 3432 V7 por una válvula de no retorno (ensayable, con indicación de posición en MCR).
- Remoción de los actuadores neumáticos de las válvulas 3432 PV33, PV34, PV47 y PV48 (adición de actuadores manuales e indicación de posición en MCR).

En la *Figura 4-80* se muestra el diagrama de cañerías e instrumentos del sistema de refrigeración del núcleo de emergencia, incluyendo los mencionados cambios de diseño.

f) Medidas para combatir condiciones radiológicas adversas en el edificio de pileta.

El combustible irradiado se encuentra almacenado en la pileta de almacenamiento de combustible gastado situada en el edificio de piletas ubicado en el exterior del edificio del reactor. La profundidad del agua en la pileta es tal que, durante todas las manipulaciones y operaciones de transporte y almacenamiento en condiciones normales, quede por arriba un espesor de agua suficiente como blindaje. Mediante la aplicación de las acciones y planes de contingencia para vigilar el nivel y la temperatura en la pileta de EC gastados, se asegurarán de que se mantenga este blindaje. Las

condiciones radioquímicas del agua de las piletas de combustible son controladas periódicamente y se mantienen los registros correspondientes.

Se considera muy improbable la situación con daño del combustible en las piletas, por lo tanto, no se han adoptado medidas para combatir condiciones radiológicas adversas en el edificio de pileta. No obstante se dispone de instrumentación para detectar condiciones anormales en dicho edificio.

La zona de almacenamiento dispone de monitores de vigilancia continua de la radiación y contaminación ambiental. Además, se realiza una vigilancia radiológica periódica de dichas zonas, integrada en el programa de medidas radiológicas de la planta.

El sistema de vigilancia de recintos esta formado por equipos fijos cuya misión es vigilar de forma continua la contaminación ambiental (tritio y gases nobles) y los niveles de radiación en diversos recintos y zonas de circulación del área radiológicamente controlada de la planta. Están dotados de alarmas, visual y acústica, locales y/o centralizadas en Sala de Control, donde se dispone además de un sistema de adquisición de datos para facilitar un seguimiento de parámetros.

g) Disposición de circulación de aire natural/forzada.

Está previsto que, en caso de ser necesario, en el largo plazo, se pueda establecer una circulación de aire natural en la pileta de elementos combustibles gastados. Dicha circulación se realizará a través de una puerta que comunica el edificio de piletas con el exterior mediante el edificio ASECQ. Además, se dispone de otra puerta que permite la comunicación entre el edificio de piletas y el edificio de servicios que permite su conexión con el exterior.

h) Optimización de la disposición del combustible gastado en su alojamiento para distribuir adecuadamente la carga térmica.

Está previsto evaluar la disposición óptima del combustible gastado considerando la carga térmica involucrada, como parte de las actividades previstas para el reacondicionamiento de la planta con vistas a su extensión de vida y se estima disponer de los resultados hacia 2014.

4.4.1.3.3. Reducción de Emisiones Radiactivas

a) Disponibilidad de un adecuado suministro de agua.

Se analizó la disponibilidad de un adecuado suministro de agua para reducir las emisiones radiactivas, en particular con el objeto de mejorar la ejecución de las estrategias de refrigeración alternativa de la pileta de combustibles quemados y aumentar su confiabilidad. Como resultado de la revisión se detectaron algunas debilidades que generaron la decisión de implementar la siguiente mejora:

- Para el caso de eventos de pérdida de refrigeración o inventario de agua de la pileta de elementos combustibles quemados se efectuará una modificación de diseño consistente en la instalación de una cañería de 4" desde dicha pileta hacia el exterior del edificio de Servicios. Esta cañería contará con una válvula de aislación y un acople para manguera del sistema antiincendio que permitirá, en caso de inaccesibilidad del edificio de piletas, suministrar agua desde la red antiincendio de la planta a través de un hidrante o una autobomba. Además, para 2015 está previsto disponer de una autobomba con una capacidad de 17.000 litros de volumen de agua.
- También se verificó la existencia de una limitada capacidad de desplazamiento de agua, razón por la cuál se decidió disponer en la planta de dos cisternas móviles, con una capacidad mínima de 25.000 litros cada una para facilitar la reposición continua de agua a la pileta y una motobomba portátil para reponer agua a las cisternas o la autobomba. Esta previsto finalizar estas mejoras para diciembre de 2013.

b) Capacidad de utilización de los equipos de extinción de incendios (agua y espuma) para el "lavado" de las posibles emisiones radiactivas.

La utilización de equipos de extinción de incendios para la remoción de material radiactivo depositado en vehículos u otros lugares donde se requiera ha sido prevista en la planificación de la respuesta ante emergencias nucleares. Estas actividades son habitualmente practicadas en los ejercicios de emergencia por parte del personal de la CNE y, en especial, por parte de otras organizaciones externas participantes, tal como los bomberos.

- c) **Disponibilidad de depósitos transitorios para almacenar de manera controlada importantes volúmenes de agua radiactiva; bolsas de arena para facilitar la construcción de diques transitorios o materiales estabilizadores para controlar y retener el caudal del agua utilizada, etc.**

Con el fin de retener el agua empleada en tareas de descontaminación, la CNE y otras organizaciones involucradas en la respuesta tienen previsto implementar la construcción de pequeñas trincheras adecuadamente impermeabilizadas con membranas plásticas.

- d) **Posibilidad de utilizar compuestos que retengan o absorban las eventuales partículas radiactivas presentes, a los efectos de facilitar las posteriores tareas de lavado y descontaminación, así como la depuración de aerosoles.**

La CNE cuenta con 15 unidades filtrantes HEPA portátiles con una eficiencia de 99,97% para partículas de 0,3 micrones y un caudal de filtrado de 850 m³/h, que podrían ser utilizados eventualmente en la depuración de aerosoles.

Además, se dispone de cantidades adecuadas de agente descontaminante y de agente anti-dispersante (resina sintética) almacenadas en lugares seguros y accesibles.

4.4.1.3.4. Revisión de Procedimientos

- a) **Alcance de los procedimientos vigentes aplicables a la estrategia de manejo de emergencias.**

Como resultado del accidente de Fukushima, la CNE inició un proceso de reevaluación de todos los procedimientos vigentes aplicables a la estrategia de manejo de emergencias (que aún no ha finalizado), incluyendo la evaluación de la necesidad de elaborar otros procedimientos. Se espera finalizar con esta revisión para fines de 2013.

- b) **Interferencias entre los componentes de seguridad física y la necesaria movilidad y facilidad de acceso durante situaciones de emergencia.**

Para evitar interferencias entre las medidas de seguridad física y la necesaria movilidad y facilidad de acceso durante situaciones de emergencia, los procedimientos indican que cuando se emite alarma general, seguridad física procede a liberar los sistemas de seguridad de las puertas y accesos, con el fin de facilitar la movilidad de las personas y equipos. El personal que evacua la planta deja su tarjeta en un cesto al cruzar la barrera de seguridad antes de llegar al punto de reunión, el personal de seguridad pasa las tarjetas por una lectora y el sistema les da la salida, informando qué persona aún no salió y el área en que se encuentra. Además el personal de seguridad continúa monitoreando mediante cámaras de videos las distintas áreas de la CNE, se ocupa de las notificaciones que se deban emitir y se encarga de controlar los sistemas de comunicación.

4.4.1.3.5. Entrenamiento del Personal

- a) **Programación de ejercicios y prácticas.**

La formación para situaciones de emergencia forma parte del entrenamiento de todo el personal de la CNE.

Los miembros de la Organización de Emergencia en el Emplazamiento reciben un re-entrenamiento anual apropiado a su responsabilidad y misiones en la emergencia, atendiendo a las siguientes categorías de personal:

1. Jefe de emergencia.
2. Miembros del Centro Interno de Control de Emergencia (CICE).
3. Personal del control y cálculo Radiológico.
4. Personal de la Brigada de Lucha Contra Incendios.
5. Personal de Sala de Control.
6. Personal de Seguridad Física.
7. Personal de Servicio Médico.

El resto del personal de la central, sin misiones específicas durante una situación de emergencia, recibe re-entrenamiento periódico sobre las funciones de apoyo que debe cumplir durante dicha situación.

El re-entrenamiento teórico-práctico del personal de la Organización de Emergencia en el Emplazamiento se efectúa mediante la realización de ejercicios en los que, de manera aislada, se

ensayan algunas de las actividades específicas previstas en el Plan de Emergencia no realizados en el campo de actuación de su operación habitual.

Con periodicidad anual se efectúa un simulacro de emergencia de acuerdo con las provisiones del Plan de Emergencias. Los detalles sobre la preparación, realización y evaluación del simulacro se describen en el “Informe anual de Ejercicio de Aplicación del Plan de Emergencia”.

b) Programa de familiarización con la central.

Toda persona que se incorpora a trabajar en la Central Nuclear Embalse, recibe una capacitación inicial (programa de familiarización con la central) que se divide en dos partes, la primera parte es un curso de “Iniciación a Centrales Nucleares” con una duración de 247 horas efectivas, en el cual se tratan los siguientes temas:

- Introducción – Inducción de personal
- Posicionamiento
- Seguridad (Introducción) – Curso Trabajadores Transitorios
- Mercado Eléctrico (SADI)
- Relaciones Industriales e Institucionales
- Matemática
- Física Nuclear
- Física de Reactores
- Seguridad Radiológica, Nuclear y Convencional
- Centrales Nucleares
- Garantía de Calidad
- Materias complementarias
- Desempeño Humano y experiencia operativa.

La segunda parte de esta capacitación describe los sistemas más importantes de planta y dura 200 horas efectivas.

c) Ejercicios coordinados entre organizaciones externas y personal de operaciones, mantenimiento, recuperación, etc.

Con periodicidad anual se efectúa un simulacro de emergencia de acuerdo con las provisiones del Plan de Emergencias. Los detalles sobre la preparación, realización y evaluación del simulacro se describen en el “Informe anual de Ejercicio de Aplicación del Plan de Emergencia”.

d) Entrenamiento conjunto con organizaciones externas.

Anualmente se realiza el ejercicio de aplicación del Plan de Emergencia de acuerdo a la Licencia de Operación de la CNE, el cuál tiene dos aspectos, el Ejercicio Interno con intervención del personal de la planta y de la Autoridad regulatoria Nuclear (ARN), y año por año el Ejercicio Externo con intervención de personal de la planta, de la ARN, Juntas Municipales de Defensa Civil, Dirección de Defensa Civil de la Provincia de Córdoba, Gendarmería Nacional, Policía y Bomberos Voluntarios.

El ejercicio externo se llevará a cabo al menos dentro de un radio de 10 km de la Central, e involucra a una o más localidades vecinas (Embalse, La Cruz, Villa del Dique y Villa Rumipal).

En el marco del ejercicio de aplicación del Plan de Emergencia se realiza la capacitación y el re-entrenamiento del personal que participa de las acciones que pueden ser necesarias en caso de emergencia:

- Puesta a cubierto.
- Distribución de pastillas de yoduro de potasio.
- Evacuación.
- Corte de rutas y control de acceso.
- Evaluación e identificación de sucesos iniciadores y categorización.
- Comunicación y notificación.
- Primeros auxilios, salvamentos y descontaminación.
- Evaluación y vigilancia radiológica interior y exterior.
- Procedimiento de toma de muestra en accidente.
- Extinción de incendios.

Participan de esta capacitación y el re-entrenamiento el personal de CNE, ARN, Junta municipales de Defensa Civil, Dirección de Defensa Civil de la Provincia de Córdoba, Gendarmería Nacional, Policía Provincial y Bomberos Voluntarios.

Debe destacarse que durante los mencionados ejercicios, el público dentro de los 10 km de la central practica las Contramedidas Automáticas (puesta a cubierto, recepción de pastillas de yodo e ingestión -cuando le sea indicado- y control de accesos)

e) Procedimiento de usos de equipos y materiales especiales.

La CNE cuenta con los siguientes procedimientos para el uso de equipos y materiales especiales que cubren las necesidades frente a un escenario de accidente severo:

- Procedimiento PS-070 Elementos de protección personal.
- Procedimiento PS-026 Metodología para la puesta en marcha del sistema de monitoreo de efluentes gaseoso.
- Procedimiento PS-013 Evaluación por espectrometría de filtros para yodos y de aerosoles en laboratorio en caso emergencia nuclear.
- Procedimiento PS-099 Evaluación por espectrometría de filtros para yodos y de aerosoles en el "trailer" de emergencias en caso emergencia nuclear.
- Procedimientos PS-039 a PS-054 Detallan la calibración de equipos de medición.
- Procedimiento PS-076: Operación de monitores de tritio en aire.
- Procedimiento PS-081: Operación de los monitores de contaminación superficial.
- Procedimiento PS-086: Operación, calibración y verificación de monitores de portal.
- Procedimiento PS-088: Guía para el funcionamiento y calibración de equipo de centelleo líquido.
- Procedimiento PS-090: Calibración y operación del equipo contador de todo el cuerpo.
- Procedimiento PS-092: Uso y calibración de multicanales portátiles.
- Procedimiento PS-096: Operación de exposímetros y sonda inteligente.

f) Programa de entrenamiento del personal compartido en emplazamiento con más de una unidad.

No aplicable, dado que la CNE posee una sola unidad y no existen planes para instalar una segunda unidad.

g) Programa de entrenamiento del personal perteneciente a organizaciones externas a la planta o de otras plantas similares.

El re-entrenamiento teórico-práctico del personal de la Organización de Emergencia en el Emplazamiento se efectúa mediante la realización de ejercicios sobre las actividades específicas previstas en el Plan de Emergencia. El re-entrenamiento del personal de organizaciones externas se realiza como parte de las tareas de preparación de los simulacros.

h) Programa de entrenamiento en el acoplamiento de equipos e instrumentación a suministros eléctricos y de agua alternativo, así como de actuación de dispositivos en situaciones críticas o degradadas.

El entrenamiento en el acoplamiento de equipos e instrumentación a suministros eléctricos y de agua alternativo, así como de actuación de dispositivos en situaciones críticas o degradadas se lleva a cabo a través del Programa Trienal de Capacitación del Departamento de Operaciones (DOP-1-2012). El objetivo del programa es establecer un método sistemático de entrenamiento permanente, de manera de mantener el grupo de operaciones lo suficientemente entrenado y con aptitudes para afrontar todas las situaciones anormales.

La modalidad de ejecución de dicho programa divide al personal de operaciones en dos grupos, personal de sala de control y operadores de campo. El periodo se programa en forma tal que el personal reciba al menos 40 horas anuales efectivas en aula para ambos grupos y 48 horas anuales efectivas para el equipo de sala de control en el Simulador de la Central Nuclear Gentilly II. En este programa de capacitación se tienen en cuenta los nuevos equipos incorporados y la experiencia operativa no solo de la planta, sino de otras centrales CANDU.

i) Programa de entrenamiento en el uso de dispositivos, accesorios y vestimenta especial.

De acuerdo a Planificación del Programa SAT (Systematic Approach to Training) se imparte en el Curso Anual de Seguridad el tema "Preparación para Emergencias", a fin de mantener permanentemente actualizado al personal. En este programa se incluye al personal de la CNE, de la Gerencia de Servicios para Centrales, de la Gerencia Proyecto Extensión de Vida, y a Gendarmería Nacional.

4.4.1.3.6. Equipos

a) Disponibilidad de los conectores apropiados para el acoplamiento de los equipos auxiliares necesarios así como de los procedimientos para su alineamiento efectivo.

Se dispone de los conectores apropiados para el acoplamiento de los equipos auxiliares necesarios existentes, para los mismos existen procedimientos de operación y el personal encargado de su utilización efectúa prácticas periódicas. Esto también será contemplado para las nuevas instalaciones que surgen de las mejoras detalladas en este documento.

b) Capacidad de suministro eléctrico y de refrigeración requerida para mantener las funciones de seguridad de la planta, la disponibilidad de equipos y componentes alineados para interconectar fácilmente con los diversos suministros de electricidad y circuitos de refrigeración auxiliares y, para alimentar la instrumentación y los distintos dispositivos requeridos.

Respecto del suministro eléctrico, una vez finalizada la identificación de las cargas que serán alimentadas con el GDM a ser incorporado (ver 4.2.2.3.2), se instalarán las cajas de conexiones donde se acoplará el mismo. Se implementarán las prácticas necesarias para que el personal de mantenimiento eléctrico y de operaciones esté adecuadamente entrenado en el conexionado del mismo para cuando sea requerido en emergencia. Se prevé disponer de estas mejoras para 2015.

El personal de operaciones practica anualmente el conexionado de la autobomba al circuito del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS) para la rotura de los discos de ruptura del sistema en caso de indisponibilidad de la etapa de inyección de alta presión (HPECCS). De acuerdo a lo establecido en las guías de gestión de accidentes severos (SAMGs) que actualmente están siendo revisadas, el personal será entrenado para la puesta en práctica de las mismas junto con la operación de los sistemas de refrigeración auxiliares que serán instalados durante la extensión de vida de la CNE.

c) Posible impacto en otras áreas esenciales de la central que puedan provocar la pérdida del suministro eléctrico.

En los procedimientos operativos para eventos anormales (POEAs) y particularmente en las SAMGs que se encuentran en revisión, está contemplado el impacto que producirá en áreas esenciales de CNE la pérdida de suministro eléctrico.

d) Disponibilidad de los equipos auxiliares de recuperación en áreas diversas y seguras.

Los equipos de recuperación actualmente disponibles se encuentran instalados, o almacenados en áreas diversas y seguras. Asimismo lo serán aquellos equipos de recuperación a ser instalados como parte de mejoras y/o de las tareas asociadas con la extensión de vida de la CNE.

e) Equipos de la estrategia de mitigación.

Los equipos previstos para ser utilizados en la estrategia de mitigación están sometidos a un adecuado programa de mantenimiento, prueba e inspección según consta en la documentación mandatoria definida en la Licencia de Operación de la CNE.

4.4.2. ACTIVIDADES REALIZADAS POR EL REGULADOR

4.4.2.1. Evaluación Integral de Seguridad

La ARN ha enviado un Requerimiento Regulatorio (RQ-NA-SA-38) a Nucleoeléctrica Argentina S.A. (NA-SA), la empresa operadora de las CNA I, CNA II y CNE, solicitando la realización de una Evaluación Integral de la Seguridad (Evaluación de Resistencia) de dichas centrales con vistas a detectar eventuales debilidades e implementar las correspondientes mejoras. (Ver Anexo I).

Dicho requerimiento ha sido consensuado por los miembros del FORO, entre los cuales se encuentra Argentina. 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 por un tiempo prolongado, así como las capacidades para gestionar dichos accidentes considerando las enseñanzas disponibles sobre Fukushima y los análisis realizados hasta el presente.

Los principales ítems referidos al manejo interno de la emergencia que contempla dicha evaluación son los siguientes:

- Medidas de prevención, recuperación y mitigación de los accidentes caracterizados según lo expresado anteriormente, considerando las acciones automáticas y las acciones de los operadores establecidas en los procedimientos de operación en condiciones anormales, emergencias y de manejo de accidentes severos.
- Disponibilidad de recursos en las centrales nucleares para la respuesta a emergencias internas y externas ante la ocurrencia de los escenarios accidentales antes citados.
- Previsiones para el planeamiento y el manejo de las acciones para dichas emergencias incluyendo la protección del público y las comunicaciones.

4.4.2.2. Manejo de la emergencia

La ARN continúa dedicada a la prevención de accidentes en las instalaciones nucleares como parte sus funciones de regulación. Los criterios que deben ser adoptados por el Licenciario han sido establecidos en el documento "Criterios para la intervención en emergencias nucleares con consecuencias radiológicas fuera de las instalaciones". Se ha requerido su cumplimiento a la CNA I y a la CNE y debe aplicarse de la CNA II, en la etapa final de su construcción.

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

En particular, se llevan a cabo ejercicios de emergencia para verificar la capacidad operativa de la ARN en la implementación de las acciones para proteger de las consecuencias radiológicas a los miembros del público en los alrededores de las centrales nucleares.

La ARN, además de su rol responsable del Sistema de Comando de Incidentes en relación con las consecuencias fuera de sitio, realiza las evaluaciones nucleares y radiológicas, la protección radiológica de los equipos de intervención y la vigilancia del medio ambiente. Representantes de todas las organizaciones que intervienen (según lo establecido en el Plan de Emergencia) integran el Sistema de Comando de Respuesta, donde la ARN coordina los equipos de respuesta que pertenecen a organizaciones civiles (Bomberos, Defensa Civil, etc.), seguridad (Policía, Gendarmería y Prefectura Naval), y las instituciones militares (Ejército, Armada y Fuerza Aérea). Estas organizaciones implementan las medidas de prevención en sus equipos de respuesta y cuentan con procedimientos para hacer frente a las emergencias nucleares, bajo la coordinación de ARN.

Para llevar a cabo las acciones dentro del radio de 10 km establecido como la "zona de medidas precautoria", la ARN designa un Jefe Operativo de Emergencias Nucleares (JOEN) quien se integra en el Centro Operativo de Emergencias Municipal (COEM). El JOEN-ARN es el funcionario a quien deben informar las organizaciones civiles y la Policía. En la Sede de la ARN se ha creado el Centro de Control de Emergencias (CCE) con el fin de coordinar la respuesta y el apoyo al representante de

ARN en el COEM. La estrategia de ARN para responder a una emergencia nuclear, consiste en establecer equipos de expertos y un equipo de toma de decisiones en la Sede de la ARN.

La ARN es la Autoridad Competente Nacional de acuerdo con lo establecido en la "Convención sobre la Pronta Notificación de Accidentes Nucleares" y la "Convención sobre Asistencia en caso de Accidente Nuclear o Emergencia Radiológica", mientras que el CCE es el Punto de Alerta Nacional de acuerdo con lo indicado en el Manual del ENATOM (OIEA).

4.4.2.3. Planes de Emergencia

Los planes de emergencia de las plantas, aprobados por la ARN, se encuentran alineados con las recomendaciones internacionales (IAEA, GS-R-2 año 2002). Además, la planificación y preparación de la respuesta ante situaciones de emergencia, están reglamentadas en las normas regulatorias AR 10.1.1, AR 3.7.1 y AR 4.7.1, en las licencias de operación y en los requerimientos formulados a la Entidad Responsable (NA-SA) y a los Responsables Primarios de las instalaciones.

El Plan de Emergencias incluye la aplicación de acciones de protección para prevenir y/o mitigar consecuencias radiológicas en situaciones accidentales. Este plan, tiene en cuenta todos los aspectos relacionados con la estrategia para controlar una eventual situación accidental y evitar o limitar las consecuencias en la población, en las instalaciones y en el ambiente de un accidente nuclear. Dicho plan, contempla tanto las acciones que deben realizar el operador, como así también los procedimientos de notificación y comunicación a las organizaciones exteriores de respuesta tales como Defensa Civil, Fuerzas de Seguridad, Bomberos, hospitales, etc. Asimismo, el Plan contempla los recursos humanos y logísticos tales como, personal interviniente, medios de comunicación, equipos de medición, equipos de protección, etc.

En el caso de una emergencia nuclear, la ARN le asigna al Gerente de la Central Nuclear la responsabilidad de poner en práctica las acciones urgentes e inmediatas de protección en el exterior de la instalación, contempladas en el Plan de Emergencia, quien por lo tanto se constituye en el Responsable inicial de la Emergencia en el exterior y dirige las acciones en los hasta que la ARN se haga cargo. Posteriormente se constituye un Centro Operativo de Emergencia Municipal (COEM) en el sitio afectado por el accidente. La ARN designa un Jefe Operativo de Emergencias Nucleares (JOEN), funcionario que se traslada a ese centro de control municipal y lo dirige, en lo que respecta a las medidas de protección radiológica de los pobladores y el medio ambiente.

También es responsabilidad de la Titular de Licencia prever los mecanismos que garanticen la disponibilidad permanente de suficientes recursos humanos, materiales y económicos, a fin de asegurar la capacidad operativa frente a situaciones de emergencia.

Los requisitos generales que cumplen los Planes de Emergencia son los siguientes:

- Prever una organización destinada a hacer frente a posibles situaciones anormales, clasificándolas de acuerdo a su severidad.
- Definir y asignar responsabilidades al personal interviniente. Ocurrido el accidente, el Gerente de la planta debe llevar a cabo el conjunto de medidas de protección urgentes contempladas en el Plan de Emergencia.

4.4.2.3.1. Ejercicios de Accidentes Severos

Luego del accidente de Three Mile Island, la ARN consideró reducir el riesgo residual de accidentes severos, por lo que desde el año 1978 se incluyeron a los accidentes severos en los ejercicios de aplicación del plan de emergencia de las centrales nucleares en operación.

4.4.2.3.2. Implementación de mejoras

- De la experiencia del accidente ocurrido en Fukushima, se desprende la necesidad de realizar ejercicios de emergencia extendidos en el tiempo. Por lo tanto, se está planificando llevar a cabo estos ejercicios prolongados para el año 2014, el objetivo es disponer de centros de emergencias operativos durante un período de tiempo extenso para mejorar el mecanismo de traspaso de la dirección de la emergencia, la sostenibilidad de los recursos, la prestación del asesoramiento técnico, las comunicaciones y la adquisición de datos confiables.
- Se ha requerido a las centrales nucleares la revisión del término fuente de sus reactores, con el fin de actualizar la implementación de escenarios pre-calculados con consecuencias radiológicas, para distintos tipos de accidentes severos.

- Para facilitar una respuesta eficaz en situaciones accidentales es necesario contar con información en tiempo real, para lo cual se ha implementado una red de monitoreo ambiental alrededor de las centrales nucleares, compuesta por estaciones meteorológicas y radiológicas, tanto portátiles como fijas.

4.4.2.4. Respuesta ante emergencias

En los planes de emergencia nucleares de las plantas argentinas, están contemplados grupos especializados en monitoreo y descontaminación. Para ello se trabaja, en cada ejercicio de aplicación con personal del Ejército y la Armada Argentina para la descontaminación externa de personas del público y vehículos. Además, las Fuerzas Armadas están involucradas en la gestión de víctimas múltiples por desastres naturales en el marco de la respuesta en el orden nacional, por lo tanto, tienen una función relevante en la etapa post accidente y recuperación.

En los hospitales locales y regionales están identificadas las instalaciones y el personal capacitado y competente para recibir víctimas irradiadas y/o contaminadas. También se trabaja con una red de hospitales nacionales (a través de convenios firmados entre el Ministerio de Salud de la Nación, los mencionados hospitales y la ARN), que dependiendo de su complejidad y capacidad están identificadas para recibir víctimas irradiadas o contaminadas internamente. Estas capacidades son probadas en cada ejercicio de emergencia.

En Argentina, la coordinación de la vigilancia radiológica está a cargo de la ARN. En caso de una emergencia nuclear, el monitoreo radiológico está previsto que se lleve a cabo a través de grupos de monitoreo de la central nuclear correspondiente y de la ARN, en base a los datos meteorológicos locales provistos por el Servicio Meteorológico Nacional y las torres meteorológicas existentes en cada instalación.

Desde 2003, el Centro de Control de Emergencias (CCE) de la ARN tiene un Sistema de Información Geográfica (GIS) como herramienta versátil para la planificación de la respuesta en casos de emergencia nuclear. El GIS se compone de una base de datos con información demográfica, económica, geográfica y ambiental, e incorpora los resultados de modelos de previsión y medidas de impacto ambiental durante la emergencia.

Los resultados de los modelos de evaluación de consecuencias, incluidos en el GIS para un análisis de mayor alcance integrables con la base de datos actual, corresponden a los resultados del Sistema de Evaluación de Dosis en Accidentes (SEDA), del Programa de Intercambio Internacional (IXP - International Exchange Program), del U.S. National Atmospheric Release Advisory Center (NARAC), del Departamento de Energía de EE. UU, y los resultados de los modelos de difusión atmosférica de la Organización Mundial de Meteorología (WMO), provisto por el Servicio Meteorológico Nacional (SMN) de Argentina.

El SEDA es un código de cálculo basado en un modelo Gaussiano de dispersión atmosférica aplicable a la emisión de materiales radiactivos en una Central Nuclear, aplicable hasta distancia de aproximadamente 20 km. Sus datos de ingreso son: información meteorológica (velocidad, dirección e intensidad del viento, cobertura de las nubes o la pendiente vertical de temperatura y clase de estabilidad atmosférica) e información de la liberación de contaminantes (en forma cualitativa y cuantitativa de los radionucleidos liberados en la atmósfera). Los resultados son líneas de iso-concentración e iso-dosis que definen el alcance de las medidas de protección.

El IXP es un sistema de predicción para el transporte atmosférico de radiactividad de un accidente nuclear en tiempo real. El mismo se basa en una versión web completa del sistema informático de NARAC que los usuarios utilizan para realizar cálculos tiempo-dependientes de dispersión atmosférica y de las dosis asociadas. Provee información a tiempo real de un gran número de estaciones meteorológicas que permiten conocer las condiciones climáticas actuales en el punto de interés, así como también el pronóstico para las próximas horas. Con esta información y datos sobre la liberación de contaminantes, se pueden utilizar diferentes modelos para estimar su impacto. Los resultados obtenidos son: contornos de tasas de exposición, iso-líneas de actividad por depósito en suelo; y la recomendación de medidas de protección.

El tercer modelo es de alcance regional (hasta miles de kilómetros). La WMO tiene una red de diferentes Centros Meteorológicos Regionales Especializados (RSMC), que poseen herramientas para el cálculo de la dispersión atmosférica. Ante el pedido de la ARN, el Servicio Meteorológico Nacional realiza el pedido de asistencia a la WMO, recibe los resultados de los modelos y remite los productos al Centro de Control de Emergencia de la ARN.

Todas estas herramientas se han incorporado al Centro de Control de Emergencias y contribuyen a mejorar el Sistema de Preparación y Respuesta en Emergencias.

4.4.2.5. Zonas de Planificación de Acciones de Protección en caso de Emergencias

Siguiendo los requerimientos internacionales para la planificación y respuesta en caso de emergencias nucleares se establecen las siguientes distintas zonas de planificación sobre las que se actuará en forma y tiempos diferentes.

- la zona de acciones primordiales preventivas, ZPP, son las que se aplican en los primeros 3 km (en todas direcciones) y hasta 10 km en un sector angular centrado en la dirección del viento, esta zona se denomina “ojo de cerradura” (key-hole). El tiempo de respuesta abarca las primeras 10 horas desde el comienzo del accidente.
- la zona de acciones primordiales evaluadas, ZPE, que abarca el resto de las direcciones dentro de los 10 kilómetros. El tiempo de respuesta va de 12 a 24 h.
- la zona de acciones complementarias evaluadas, ZCE, establecida entre los 10 y 100 kilómetros desde la central nuclear. En esta zona, dependiendo de la magnitud del accidente, pueden pasar días, semanas o meses en ser completada la aplicación de las correspondientes acciones de protección.

A partir de la reevaluación de los fenómenos externos extremos y los estudios de seguridad realizados en las centrales nucleares, surge que las zonas de planificación de emergencias alrededor de las mismas son adecuadas y no es necesario ampliar las mismas.

4.4.2.6. Medidas de Protección al Público

4.4.2.6.1. Antes de la emisión al ambiente

Para el caso de las Centrales Nucleares se prevé, la puesta en práctica de las acciones de protección de aplicación automática para reducir la dosis de radiación a los miembros del público dentro de las zonas de planificación. Las medidas de protección urgentes que están previstas ejecutar, sobre la base de la situación de la planta y las condiciones meteorológicas, sin esperar los resultados de mediciones de radiactividad en el ambiente, son básicamente las siguientes:

- Evacuación temprana dentro del radio de 3 km en todas las direcciones.
- Control de acceso a la zona de emergencia. Los puntos de control se definen de acuerdo a la situación.
- Puesta a cubierto (sheltering) en el interior de las viviendas. Esta medida puede prolongarse por algunas horas; está previsto que, mediante las emisoras de radio locales, se informe a la población el cese de la misma y otras instrucciones con respecto a la posterior ventilación de las viviendas. Esta medida permite reducir la dosis por el pasaje de la nube, la inhalación de material radiactivo y la dosis por depósito en el suelo.

Profilaxis de yodo estable: La Gendarmería Nacional, dirigida por el Gerente de la Central en los primeros momentos de una emergencia, es la institución designada por la ARN para distribuir yodo (en forma de pastillas de yoduro de potasio) al público involucrado.

4.4.2.6.2. Después de la emisión al ambiente

Pasada la primera fase del accidente y habiendo cesado la emisión de material radiactivo, estima que se dispondría de algún tiempo para ratificar o rectificar las medidas que se aplicaron con carácter urgente y para tomar las medidas de protección no urgentes.

El personal de la Defensa Civil y de otras organizaciones pertinentes, es quien lleva a cabo las medidas de protección no urgentes contempladas en el Plan de Emergencia, dirigidos por el JOEN en los aspectos de su competencia.

La implementación de las medidas de protección no urgentes dependerá principalmente de los resultados de las mediciones del material radiactivo disperso en el ambiente. Las más significativas son las siguientes:

- Evacuación de las zonas afectadas por el depósito radiactivo. Esta medida debe implementarse: “Obligatoriamente” u “Optativamente” dependiendo de la proyección de las dosis y teniendo en cuenta las recomendaciones internacionales (ICRP 60, TECDOC 1432, TECDOC 953).

- Obligatoriamente, en caso que el nivel de radiación proveniente del material depositado en el terreno alcance o exceda el valor de 100 mSv, integrados en las primeras 6 horas posteriores a la emisión radiactiva o;
- Optativamente si esa misma dosis (100 mSv) se integra en las primeras 24 horas posteriores al accidente.
- Intervención con relación a los alimentos. Los niveles de intervención adoptados por la ARN para la sustitución de alimentos contaminados, se estimaron en base a un análisis de optimización en el que se tuvieron en cuenta los efectos esperados por el consumo de estos alimentos y los inconvenientes resultantes de prescindir de ellos, o de su reemplazo por otros no contaminados.
- Descontaminación del terreno. Dado su alto costo, se prevé que la ejecución de esta acción deberá decidirse sobre la base de un análisis específico para cada caso.

4.4.2.7. Organización de Respuesta a una Emergencia Nuclear

La organización que se establecerá en el caso de una emergencia nuclear requiere de una respuesta interinstitucional coordinada como se muestra se muestran en las Figuras 4-81 y 4-82, donde se muestran las relaciones de los diferentes actores involucrados en la respuesta frente a una emergencias radiológica y nuclear, tanto en el ámbito local como regional y nacional.

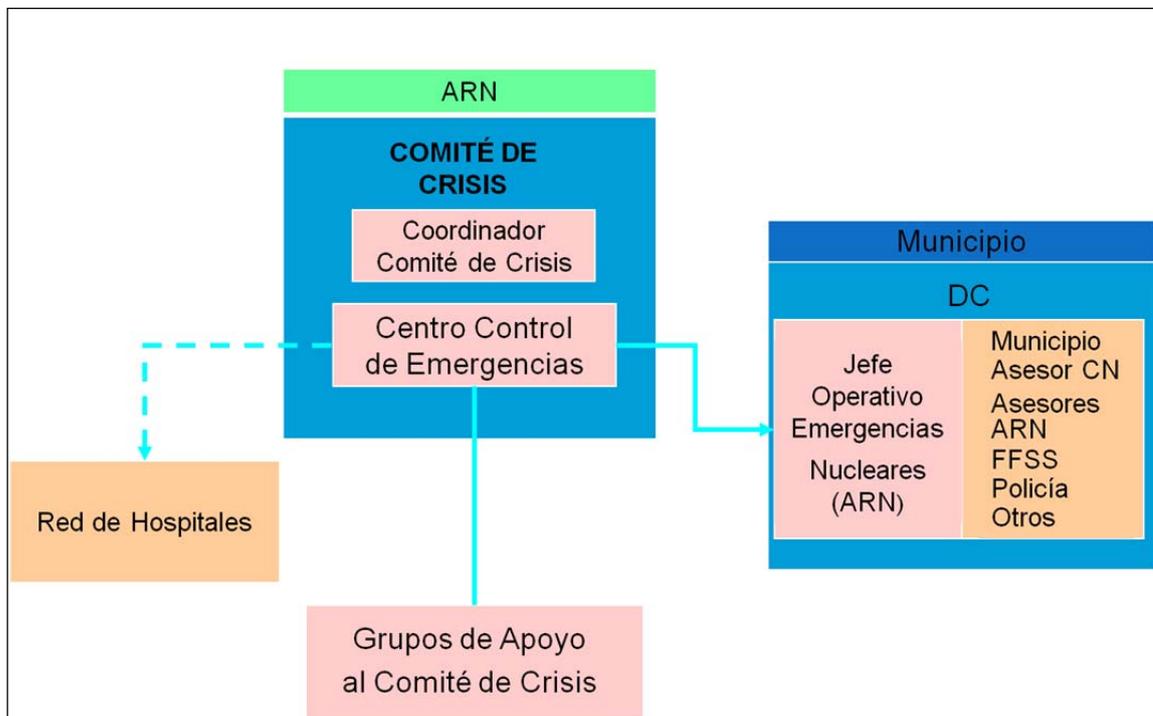


Figura 4-81: Diagrama de Organización Local.

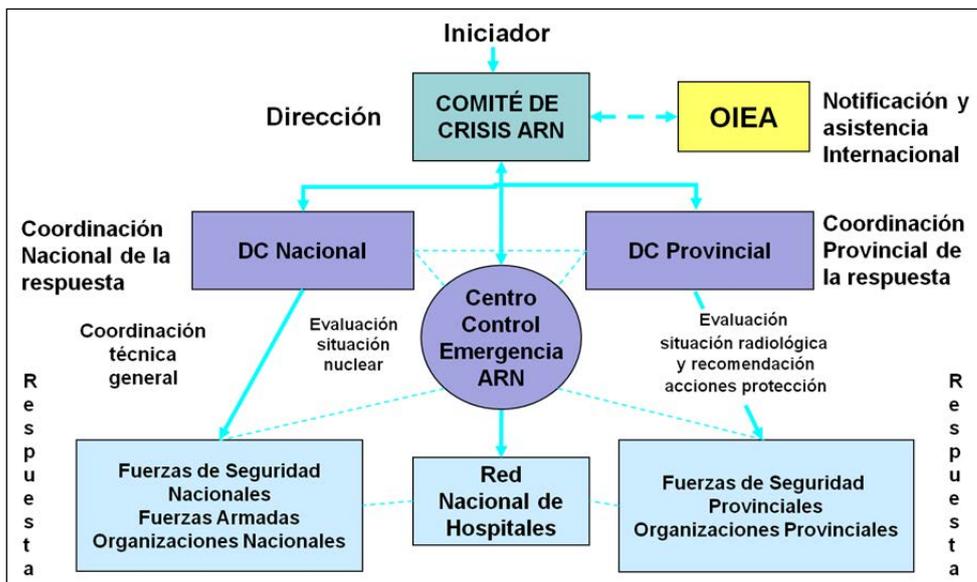


Figura 4-82: Diagrama de Organización Regional y Nacional

4.4.2.8. Entrenamiento, Capacitación y Ejercicios

La ARN, junto con responsables del área de emergencias de las centrales nucleares, lleva a cabo la capacitación del personal de las organizaciones de la respuesta (bomberos, defensa civil, gendarmería, policía y prefectura naval, entre otros). Los roles de los actores son puestos a prueba en los ejercicios de los planes de emergencia.

La ARN estableció que una vez por año se realicen simulacros del plan de emergencias cubriendo los aspectos internos y cada dos años cubriendo también los aspectos externos de la instalación. Estos ejercicios consideran los objetivos establecidos por la ARN y para su realización se debe contar con su acuerdo previo. Los ejercicios abarcan todos los aspectos del plan de emergencia y en ellos intervienen todos los organismos involucrados. En estos ejercicios, la ARN tiene el doble rol de fiscalizador y ejecutor de las actividades que le competen dentro del plan de acción (por ejemplo dirigiendo las acciones de protección en el exterior).

En los ejercicios interviene personal de la central nuclear y de distintos organismos externos (tales como Defensa Civil, Policía Federal y Provincial, Gendarmería Nacional, Prefectura Marítima, bomberos, hospitales, etc.), con la coordinación de la ARN. En los últimos veinte años ha participado también, la población de las localidades de Embalse, Villa del Dique, Villa Rumipal y La Cruz, en el caso de la CNE, y la de Lima, cercana a la CNA I (esencialmente, aquella población que vive dentro del radio de 10 km alrededor de las instalaciones).

Los simulacros se llevan a cabo de forma que permitan verificar la puesta en práctica de las medidas de protección urgentes (de aplicación automática) y las que requieren de más tiempo para su implementación. Durante los simulacros, por una parte se evalúa el comportamiento del personal de las centrales y de los organismos que participan en la emergencia y, por la otra, se instruye a la población de las zonas próximas a las instalaciones sobre el comportamiento a seguir en el caso de una emergencia radiológica que pudiera afectarla. En ese sentido, durante los meses previos al ejercicio es obligatoria la divulgación de información al público sobre como proceder y cuales son las consideraciones que debe conocer.

4.4.2.9. Comunicaciones en la zona de planificación

Se llevó a cabo una revisión de las comunicaciones, tanto dentro como fuera del sitio, entre todos los organismos de gobierno que pudieran estar implicados, teniendo en cuenta las lecciones de otros sucesos graves no nucleares.

Como resultado de dicha revisión se propuso la implementación de las siguientes mejoras:

- La operadora de centrales nucleares, a requerimiento de la ARN, ha iniciado el estudio para la construcción de centros de control de emergencia municipales fuera de la zona de

planificación de la emergencia nuclear (más allá de los 10 km). Los mismos contarán con infraestructura, instrumentación y sistemas de comunicaciones acordes con las lecciones aprendidas del accidente Fukushima.

- En colaboración con otras organizaciones del sistema de respuesta (mencionadas en el punto 4.4.1.1.1.), el operador ha revisado la robustez de las comunicaciones necesarias fuera del sitio ante escenarios de accidentes severos. El resultado de la mencionada revisión permitió corroborar que el sistema de comunicaciones es suficientemente robusto para hacer frente a dichos escenarios.

4.4.2.10. Comunicaciones del Centro de Control de Emergencias

La red de comunicaciones del CCE en la ARN cuenta con la tecnología necesaria para realizar teleconferencias y/o video conferencias vía Internet o Red Digital de Servicios Integrados (RDSI). Posee un servidor de GIS que permite transmitir información procesada en el CCE, vía Internet, a los Centros Operativos de Emergencia Municipal.

Se dispone, además, de un sistema de comunicación satelital para enviar información (video, datos o voz) entre el sitio donde se realice el monitoreo ambiental, el COEM y el CCE. Dentro de este sistema se encuentran estaciones radiológicas y meteorológicas móviles con la posibilidad de transmitir datos utilizando cable de red, transmisión inalámbrica y satelital a servidores móviles y fijos exclusivos para procesar datos radiológicos y meteorológicos.

CONCLUSIONES

- El 9 de septiembre de 2011 la ARN requirió al Titular de la Licencia (NA-SA), mediante el requerimiento regulatorio RQ-NASA-038, una Evaluación Integral de la Seguridad (evaluación de resistencia) de las CNA I, CNA II y CNE con la finalidad de detectar eventuales debilidades e implementar las correspondientes mejoras. Dicha evaluación fue compatibilizada con el contenido de la evaluación consensuada en el seno del FORO, e incluye el análisis de:
 - Los eventos iniciantes extremos concebibles en cada emplazamiento;
 - Las pérdidas de funciones de seguridad provocadas por cada evento iniciante considerado;
 - La gestión de los accidentes severos consecuentes y;
 - El manejo de la emergencia.

- El objetivo de la 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. La evaluación incluye la respuesta de cada planta y la efectividad de las medidas preventivas, las debilidades potenciales y las situaciones límite (cliff edge) identificadas.

- En cumplimiento de lo establecido en el requerimiento regulatorio RQ-NASA-038 y ajustándose al alcance del mismo, las evaluaciones realizadas por el Titular de la Licencia de cada planta incluyeron:
 - Cumplimiento de lo establecido en las bases de diseño;
 - Respuesta ante situaciones extremas, más allá de las bases de diseño, estimando los márgenes de seguridad disponibles e identificando las posibles situaciones límite y el tiempo disponible para la toma de las correspondientes medidas;
 - Existencia de adecuadas medidas de prevención (respuesta de las plantas y efectividad) y mitigación y, propuesta de las eventuales mejoras;
 - Identificación de debilidades y situaciones límite;
 - Pérdida secuencial de las líneas de defensa en profundidad existentes; independientemente de su probabilidad de ocurrencia, suponiendo que no resultaron efectivas las medidas disponibles para gestionar adecuadamente estos escenarios;
 - Posibilidad de reforzar las capacidades existentes para enfrentar situaciones de accidente severo;
 - Aptitud de las acciones de recuperación y mitigación previstas e;
 - Implementación de las correspondientes mejoras y modificaciones.

- Las centrales nucleares argentinas cuentan con estudios de APS en diferentes niveles, que fueron oportunamente desarrollados por requerimiento de la ARN; sus resultados fueron empleados en la evaluación de resistencia de las mismas. El alcance del APS para la CNA I corresponde al nivel 1 para eventos internos, incendios y parada. En el caso de la CNA II, el APS cuenta con una versión que incluye los niveles 1, 2 y 3. La CNE dispone de un APS nivel 1 para eventos internos, otras fuentes radiactivas externas al núcleo e incendio. Los mencionados APS se han completado hace varios años y cuentan con versiones actualizadas.

- La consideración de los eventos externos analizados para cada planta es consistente con los criterios y requerimientos, tanto nacionales como internacionales, establecidos al momento del diseño. No obstante, dado que estos requerimientos se han ido incrementando con el correr del tiempo, se ha considerado necesario realizar nuevos estudios de re-evaluación del riesgo para los sitios de Atucha y Embalse que están en proceso de elaboración. Además, se está realizando una verificación para eventos más allá de las bases de diseño correspondientes a sismos, inundaciones, bajantes y tornados. La ARN está de acuerdo con el enfoque que el Titular de la Licencia está dando a la realización de las mencionadas re-evaluaciones

- Respecto al análisis de la pérdida de las funciones de seguridad se identificaron oportunidades de mejoras frente a los eventos de pérdida del suministro eléctrico externo e interno (SBO) así como los correspondientes a pérdida de los sumideros de calor y pérdida de los sumideros de calor coincidente con SBO. En estos casos, la implementación de interconexiones de las alimentaciones eléctricas de emergencia entre CNA I y CNA II y la utilización de generadores diesel móviles (GDM), juntamente con fuentes alternativas de suministro de agua permitirá, para cada central, mejorar la situación actual con nuevas alternativas que, eventualmente podrán complementar o reemplazar el suministro eléctrico y los sumideros actuales, cubriendo el escenario de SBO y/o la pérdida de los sumideros de calor.

En cuanto a los elementos combustibles gastados almacenados en piletas, las estimaciones indican que, aún en las peores condiciones de SBO y/o pérdida del sumidero de calor, se dispondrá de un tiempo mayor a las 72 horas para el comienzo de la ebullición del agua y, el descubrimiento de dichos combustibles recién ocurrirá luego de transcurridos varios días más. La estrategia de incluir el sistema GDM y las facilidades de suministro adicional de agua facilitará la reposición de agua a largo plazo en el caso de eventos más allá de la base de diseño.

- El Titular de las Licencias ha evaluado las medidas de gestión de accidentes severos actualmente disponibles para:
 - la protección del núcleo en las distintas etapas de un escenario de pérdida de la función de refrigeración;
 - la protección de la integridad de la función de confinamiento tras la ocurrencia del daño al combustible; y
 - hacer frente a pérdidas de refrigeración en las piletas de almacenamiento de combustibles gastado.

Las estrategias identificadas incluyen la consideración de la progresión del accidente severo y se han definido en concordancia con las características del emplazamiento de cada planta. En consecuencia, cumplen con el objetivo de prevenir accidentes que involucren daño al núcleo, mitigar las consecuencias de accidentes severos y llevar la planta a un estado seguro y estable en el largo plazo.

La ARN considera aceptables los resultados de la mencionada evaluación y las mejoras/modificaciones propuestas para la gestión de accidentes severos en las CNA I, CNA II y CNE (ver Anexo I). Asimismo, considera que una vez que sean implementadas dichas modificaciones, se incrementarán sustancialmente los márgenes de seguridad. Al respecto, la ARN presta su acuerdo para los plazos previstos para cada caso.

- La ARN también ha analizado los resultados de la evaluación de resistencia respecto al manejo de la emergencia, que incluyen fortalezas y debilidades frente a accidentes más allá de la base de diseño en los temas referidos a: dirección y control; mitigación del daño al combustible; reducción de emisiones radiactivas; revisión de procedimientos; entrenamiento del personal y equipos. Como resultado del análisis, de las mejoras propuestas y los plazos para su implementación, la ARN considera que cada una de las centrales cuentan con un sistema de preparación y respuesta ante emergencias robusto y adecuado para hacer frente a las situaciones causadas por eventos externos que lleven a condiciones de accidente severo.
- No se han identificado debilidades relevantes que requieran la toma de acciones urgentes. No obstante, se han propuesto numerosas mejoras y modificaciones (ver Anexo I) tendientes a incrementar la capacidad de respuesta ante situaciones extremas que, a criterio de la ARN son aceptables. En consecuencia, la ARN considera que NA-SA está realizando las acciones adecuadas para cubrir satisfactoriamente los eventos externos y los consecuentes escenarios de pérdida de funciones de seguridad analizados.
- En resumen, la ARN ha verificado que el Titular de las Licencias de las CNA I, CNA II y CNE (NA-SA) cumple con lo establecido tanto en las bases de diseño como en las bases de licenciamiento. Como resultado de la Evaluación de Resistencia, en base a las oportunidades de mejora identificadas, se ha decidido implementar un conjunto de modificaciones en cada una de las plantas argentinas que serán efectivizadas paulatinamente hasta completar la totalidad de las mismas en 2016 (ver Anexo I).

- El cronograma de implementación de las mejoras y modificaciones establecido por el Titular de las Licencias y aceptado por la ARN tiene por objeto disponer de dichas mejoras tan pronto como sea posible considerando no sólo la importancia para la seguridad, sino también los aspectos relacionados con la disponibilidad de los elementos necesarios para implementarlas.
- La actividad del Titular de las Licencias continuará con la realización de los análisis / evaluaciones necesarios para el diseño de detalle de la implementación de las modificaciones propuestas, a lo cual se suma la probable necesidad de incorporar nuevas enseñanzas del accidente de Fukushima que vayan surgiendo en el futuro.
- En consonancia con lo anterior también continuarán las actividades regulatorias relacionadas con estos temas, a través del seguimiento y la evaluación de las acciones que están siendo implementadas y/o lo serán en el futuro para asegurar que las mismas sean efectivas y que se consideren todos los aspectos necesarios relacionados con la seguridad de las plantas. El resultado de dichas actividades determinará si es necesario que se requieran acciones complementarias, modificaciones o mejoras adicionales.

LISTADO DE MEJORAS / MODIFICACIONES

Este Anexo presenta un listado de las mejoras / modificaciones surgidas de las Evaluaciones de Resistencia que están previstas implementar en cada una de las centrales nucleares como resultado de las lecciones aprendidas del accidente de Fukushima. Este listado incluye los plazos para completar las actividades planificadas por el Titular de las Licencias.

CENTRAL NUCLEAR ATUCHA I	
Mejoras y Modificaciones a Implementar	Fecha de Implementación.
Estructuras, Sistemas y Componentes	
<p>Sistema asegurado para evitar daño de equipos (en el núcleo y en la pileta de EECC gastados)</p> <ul style="list-style-type: none"> Gabinetes eléctricos y de I&C en un piso elevado: se colocará un ancla a la parte inferior y / o superior de la losa del piso, reforzándose en dos direcciones horizontales. Baterías: en los bastidores se instalarán restricciones adicionales para evitar el deslizamiento. <p>Generadores diesel de emergencia: se va a construir una pequeña pared / represa de hormigón alrededor de la fosa para evitar daños por inundaciones.</p>	2do semestre 2012
Medición remota de tasa de dosis en el círculo de 10 km de radio de la central, en todas las direcciones. El sistema cuenta con 13 estaciones de medición para evaluar las condiciones de campo, las cuales envían su información "on line" tanto al centro interno de control de emergencias (CICE) como al centro externo de control de emergencias (CECE).	2do semestre 2012
Se instalará, sobre una base móvil, un sistema contra incendios de espuma y aire (cañón para ataque a distancia) a efectos de mitigar fuegos en la zona del helipuerto, y que podrá eventualmente contribuir a tareas de lavado o retención de partículas radiactivas.	2do semestre 2012
<p>Estrategias preventivas planteadas para evitar daño al núcleo, relacionadas con la pérdida de la función de refrigeración. Se analizan los siguientes casos:</p> <ol style="list-style-type: none"> Reposición de inventario en el primario con el "Sistema de control de presión e inventario" (TA) en condiciones de LOCA pequeño con distintas alternativas de cambios de diseño. Suministro de agua a los GV mediante el sistema segundo sumidero de calor en distintos escenarios accidentales. Estrategia para escenario SBO: Establecer un mecanismo de refrigeración del núcleo, evitando el ingreso de aire al circuito primario desde el sistema de inyección de boro. Estrategia para falla del Suministro de corriente continua 220 VCC. Estrategia para disminución de tensión de corriente continua de 24 VCC. 	<p>Estrategias 1 y 2: 2do semestre 2012.</p> <p>Estrategias 3 a 5: 2015</p>
Instalación de un generador diesel móvil (GDM) de 680 kVA.	2013

<p>Instalación de una bomba independiente de agua de la napa para alimentar las piletas de elementos combustibles gastados.</p> <p>Suministro eléctrico para la bomba: tanto desde una barra asegurada (a través de un panel eléctrico) como desde el GD móvil (fácil conexión manual).</p> <p>Implementación de un sistema eléctrico alternativo para alimentar la instrumentación que permite monitorear los parámetros importantes de las piletas de almacenamiento de combustible gastado desde el exterior del edificio de piletas.</p>	2013
Nuevo sistema de suministro eléctrico de emergencia (generadores diesel, GD).	2013
Mejoras adicionales del sistema eléctrico de emergencia: La alimentación a las barras de corriente de emergencia BU/BV desde las barras normales BA/BB, en operación normal se mejorará mediante la duplicación de los interruptores de acoplamiento entre barras normales y aseguradas.	2013
Instalación de una bomba adicional (la cuarta) al sistema de refrigeración asegurada de agua del río, capaz de soportar el máximo nivel dado por la rotura aguas arriba de la represa de Yaciretá.	2013
Evaluación de la integridad de los elementos combustibles en proceso de gestión o de recambio dentro de la máquina de recambio, ante la ocurrencia de un evento de pérdida total del suministro eléctrico (SBO).	2013
<p>Modificación para reponer el inventario de agua a los GV a través del segundo sumidero de calor en condiciones de pérdida del tanque de agua de alimentación, la cadena de refrigeración posterior y el sistema asegurado de inyección de agua al GV. Así mismo, en casos donde la integridad del segundo sumidero de calor no se haya visto afectada, se podrá reponer inventario al tanque de dicho sistema. Para ello se inyectará agua desde la napa subterránea utilizando una de las bombas del sistema de abastecimiento de agua potable.</p> <p>La propuesta contempla además la posibilidad de alimentar los componentes involucrados mediante un GDs externo en caso de SBO y que los GDs del segundo sumidero de calor también queden indisponibles.</p>	2013
Ante un escenario de SBO asegurar la alimentación eléctrica a la instrumentación correspondiente a señales representativas de las variables necesarias para el monitoreo del estado y evolución de la planta.	2013
Implementar una estrategia de reducción de las cargas alimentadas por las baterías, a fin de prolongar su disponibilidad hasta que se disponga de una alimentación eléctrica alternativa.	2013
<p>Estrategias para disminuir la presión de la contención durante accidentes severos:</p> <ul style="list-style-type: none"> • desde el exterior por medio de la ventilación del recinto anular. • desde su interior por recirculación de aire utilizando los sistemas propios de ventilación. 	La implementación se definirá luego de estar disponibles los resultados de la progresión del accidente, 2013
Instalación de recombinadores auto-catalíticos pasivos (PARs)	2014
Reaprovisionamiento de agua del segundo sumidero de calor a fin de garantizar su acción dentro de las 72 horas sin la necesidad de acciones externas.	2015
Interconexión Eléctrica CNA I- CNA II entre las barras normales.	2015

Reubicación del CICE en la nueva portería conjunta de la CNA I y CNA II, en un recinto que contará con alimentación eléctrica asegurada, un sistema de ventilación de presión positiva y una cadena de filtrado a fin de que el personal de conducción de la emergencia pueda permanecer en el lugar tiempos prolongados.	2015
Se construirá un nuevo edificio para alojar un Punto de Reunión con capacidad para albergar 1300 personas que poseerá alimentación eléctrica asegurada y un sistema de ventilación de presión positiva y con cadena de filtrado.	2015
Instalación de nueva instrumentación sísmica dentro de la planta y en campo abierto, en un radio de 20 a 40 km alrededor de la facilidad.	En análisis
Evaluación / Procedimientos	
<p>Programa de evaluación sísmica. Consiste en cinco fases:</p> <ul style="list-style-type: none"> • Fase 1: Alcance del estudio y inspección preliminar recorriendo la planta, • Fase 2: Desarrollo de una lista de equipos para la parada segura y recorrido de sistemas, • Fase 3: Respuesta sísmica y evaluación de la capacidad del segundo sumidero de calor, • Fase 4: Inspección de la capacidad sísmica y proceso de revisión recorriendo la planta, • Fase 5: Análisis detallado y evaluación de la clasificación sísmica. 	<p>Fase 1: Completada en diciembre 2011.</p> <p>Fases 2 y 3 : En ejecución</p> <p>Fase 4: 2do semestre 2012</p> <p>Fase 5: Sujeto a los resultados de las fases previas.</p>
Revisión de los procedimientos vigentes aplicables a la estrategia de manejo de emergencias, incluyendo la lucha contra incendios y las correspondientes acciones de recuperación.	2do semestre 2012
Desarrollar el modelo específico para la CNA I con el código MELCOR.	2do semestre 2012
Procedimiento relacionado con los controles de componentes pasivos, como por ejemplo las cañerías rompe vacío/sifón de las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados y el aumento de la frecuencia de pruebas e inspecciones.	2do semestre 2012
<p>Procedimientos de Emergencia y/o Manejo de Accidente:</p> <ul style="list-style-type: none"> • SBO1. Acción manual para inyectar en corto tiempo el segundo sumidero de calor con una rampa de enfriamiento de 100°C/h, y desactivar manualmente el sistema de inyección de boro (TB). • Reposición de inventario del segundo sumidero de calor, ampliando la capacidad de los tanques del sistema de suministro de agua del segundo sumidero de calor, utilizando las bombas UA10 D20 y D21 y reponer agua a dichas piletas con agua de pozo, utilizando una de las bombas del sistema de abastecimiento de agua potable. • Salida de servicio de la planta en caso de bajantes extremas, basándose en estudios de condiciones límites de operación para descenso en los valores del nivel del río. El mismo permitirá sistematizar la maniobra para la salida de servicio. 	2do semestre 2012/ 2013
Modificación del Procedimiento PS-101 "Conformación y Funcionamiento del Centro Interno de Control de Emergencias - CICE" para incluir personal del plantel de CNA II.	2013
Se analiza la necesidad de refrigeración del lado externo del RPV, cuando ya se esté en condiciones de daño importante al núcleo, y los eventuales cambios de diseño necesarios para proveer el agua de refrigeración.	Completar en 2015, si fuera necesario.
Re-evaluación del riesgo de tornados para el sitio de Atucha.	2015

CENTRAL NUCLEAR ATUCHA II	
Mejoras y Modificaciones a Implementar	Fecha de Implementación
Estructuras, Sistemas y Componentes	
Agregado de recombinaidores auto-catalíticos pasivos.	2013
Soluciones (easy fixes) surgidas en el recorrido de planta.	2013
Implementación de un sistema adicional para reponer el agua en las piletas de almacenamiento de elementos combustibles desde un reservorio alternativo (ingreso de agua desde la napa freática, tanques existentes, etc.).	2014
Remoción de calor a través de los generadores de vapor: Aprovisionamiento de agua desde un reservorio alternativo, necesario para mantener la alimentación, en el largo plazo, a los GVs y el enfriamiento de la piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados. Se está evaluando la posibilidad de que dicho reservorio de agua alternativo este constituido por tomas de agua desde la napa subterránea.	2014
Disponer de un generador diesel móvil (GDM) de 6,6 kV para conectar a un interruptor situado en la barra de emergencia. En la boca de cada salida de emergencia se colocara una facilidad para la conexión.	2014
Uso de combustible de la caldera auxiliar para incrementar la autonomía de los GDs.	2014
Inundación del foso del RPV con reposición de agua desde el tanque de agua desmineralizada, del sistema de agua anti-incendio o desde un reservorio externo	2015
Adecuar el sistema actual de refrigeración de dos grupos generadores diesel de CNA II, mediante torres de enfriamiento de tiro forzado con capacidad de enfriamiento hasta 5 MW.	2015
Se incorporará la posibilidad, a través de acciones manuales, para que los GD CNA I aporten energía a CNA II en dos barras de la red normal de 6,6 kV y a las cuatro barras de la red de emergencia de 6,6 kV de CNA II, en caso de indisponibilidad de todos los GD de emergencia de CNA II, aprovechando la interconexión existente entre barras normales de CNA I y II.	2015
Cierre de la ventilación del edificio de distribución y utilización de equipos portátiles de purificación.	2015
Evaluaciones / Procedimientos	
Evaluación de margen sísmico (SMA; Seismic Margin Assessment). Identificación de estructuras, sistemas y componentes necesarios para alcanzar una condición de parada segura.	2013
Revisión de procedimientos para extender el uso de los GD utilizando los tanques adicionales de combustible. Se revisarán los programas de mantenimiento y pruebas. Se debe garantizar que los cálculos presentados, en cuanto a las previsiones mínimas necesarias, son mantenidos por el sistema de inspecciones y pruebas.	2013

Análisis de la disponibilidad de las líneas de alimentación eléctrica externas incluyendo interconexión en alta tensión de las líneas de 220 kV y 500 kV.	2013
Evaluación del impacto que el SBO tendría sobre la máquina de recambio de elementos combustibles afectando a los elementos depositados en su interior.	2013
Procedimientos para refrigerar la planta vía los GV's en caso de SBO.	2013
Procedimiento para la desconexión de cargas innecesarias para incrementar la duración de las baterías.	2015
Re-evaluación del riesgo de tornados para el sitio de Atucha.	2015

CENTRAL NUCLEAR EMBALSE	
Mejoras y Modificaciones a Implementar	Fecha de Implementación
Estructuras, Sistemas y Componentes	
Reposición de agua, mediante conexión desde el exterior del edificio de piletas de EECC gastados (instalación de una cañería de 4" con una válvula de aislación y un acople para manguera del sistema anti-incendio).	2do semestre 2012
Sistema de I&C de las piletas de almacenamiento de elementos combustibles gastados: se instalará en la sala de control secundaria independiente de la existente en la sala de control principal (las mediciones se repetirán en ambas salas).	2do semestre 2012
Teléfonos satelitales fijos y móviles adicionales, para ser utilizados como respaldo de los sistemas de comunicación existentes.	2do semestre 2012
Ante el evento de pérdida de agua de servicios: Automatización de la conmutación de alimentación de refrigeración normal a refrigeración alternativa.	2do semestre 2012
Protecciones de la estación (playa) de 500 kV, protecciones de barra, de línea, protección de falla del interruptor.	2013
Debido a una limitada capacidad de desplazamiento de agua, se decidió disponer en la planta de dos cisternas móviles, con una capacidad mínima de 25.000 litros cada una.	2013
Incorporar: <ul style="list-style-type: none"> • tres generadores eléctricos portátiles de 5,5 kW con columnas de iluminación. • tres equipos generadores diesel móviles de 6 kW montados sobre trailers con sus respectivas columnas de iluminación móviles. 	2013
Construcción de un panel eléctrico en el exterior del edificio de servicios con facilidades de conexión al equipo de iluminación de emergencia alimentado por baterías.	2014
Actualización del suministro de emergencia eléctrico (EPS). La sustitución de los actuales generadores diesel (GD) de emergencia de 50 kW / 75 kVA para suministro de energía con nuevos GDs de mayor capacidad. Los nuevos GDs tendrán una potencia aproximada de 1 MW y, serán capaces de alimentar tanto a las bombas del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, como a a las del nuevo sistema de suministro de agua de emergencia (EWS).	2015
Mejora del sistema de abastecimiento de agua de emergencia: sustitución de las bombas de los motores diesel existentes con dos bombas nuevas de una capacidad superior al 100% que serán impulsadas por los nuevos generadores. Las tuberías y las válvulas que se utilizan desde la casa de bombas del sistema EWS hasta el edificio de servicios también serán sustituidas, y se duplicaran las válvulas que suministran agua de emergencia para los generadores de vapor y el reactor. Está previsto que la de mayor capacidad de las bombas permita alimentar al intercambiador de calor del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo de baja presión.	2015

Mejorar la capacidad sísmica del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS) de media (MP) y baja presión (LP), en base a los resultados obtenidos del recorrido de planta efectuado en el contexto de la evaluación de margen sísmico (SMA) y en los resultados de los análisis de fragilidad.	2015
Incorporación de recombinadores auto-catalíticos pasivos en el edificio del reactor.	2015
Incorporación de una línea de suministro de agua desde el exterior del edificio del reactor a la bóveda de calandria.	2015
Incorporación de un conjunto de discos de ruptura con calificación sísmica para el puerto de inspección existente en la bóveda de la calandria.	2015
Recambio de los GD de clase III y reformas en el edificio donde se alojan los GD.	2015
Cambio del lugar físico del centro del sistema de iluminación de planta para que, en caso de pérdida de agua del condensador, se eviten los efectos de la inundación interna provocada por el mismo.	2015
Instalar una conexión para autobomba mediante una línea de manguera a las tuberías del sistema de refrigeración de emergencia para posibilitar el agregado de agua al tanque del sistema de rociado (dousing) para reposición a los GVs, esto permitirá, como mínimo, la refrigeración más allá de las 72 horas requeridas.	2015
Disponer de una autobomba adicional con una capacidad de 17.000 litros de volumen de agua.	2015
Disponibilidad de un GD móvil (GDM) de 550 kVA para equipos imprescindibles durante un SBO.	2015
En la sala de control secundaria (SCS) se instalará un sistema de recirculación de aire filtrado que permita su habitabilidad cuando exista presencia de humo o emisión de material radiactivo a la atmósfera durante un accidente nuclear. Se mejorará el sistema de ventilación de la SCS instalando un sistema de recirculación de aire del 100% a través de filtros de carbón activado y filtros absolutos. Los sistemas estarán alimentados eléctricamente desde el sistema de suministro de energía eléctrica asegurada	2015
Se modificará el edificio del CICE para mejorar sus aspectos sísmicos y se instalará un sistema de ventilación con filtros HEPA / carbón activado y energía eléctrica de emergencia. Además, se mejorará el sistema de comunicaciones y se lo equipará para soportar condiciones de accidente severo por tiempo prolongado.	2015
Construcción de pequeñas trincheras impermeabilizadas con membranas plásticas, con el fin de retener el agua empleada en tareas de descontaminación.	2015
Instalación del sistema de venteo filtrado de la atmósfera de la contención.	2015
Mejoras en la instrumentación utilizada para medir los siguientes parámetros: <ul style="list-style-type: none"> • Margen de subenfriamiento del sistema primario de transporte de calor. • Nivel del moderador. • Nivel de agua de la bóveda de la calandria. • Presión en el interior de la contención. • Mediciones de radiación en la planta. • Inflamabilidad del hidrógeno en la contención • Niveles de agua en el sumidero / sótano del edificio del reactor. 	2015

Cobertura de disparo de los sistemas de seguridad. Se agregarán nuevos disparos y se modificarán algunos de los existentes, para mejorar la defensa en profundidad frente a accidentes ya cubiertos por los disparos actuales.	2015
Mejoras en la confiabilidad del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS) mediante modificaciones destinadas a: <ul style="list-style-type: none"> • Garantizar la iniciación de la inyección. • Incrementar la confiabilidad del funcionamiento del sistema • evitar fugas del primario hacia el ECCS (by-pass de la contención). 	2015
Para preservar la sala de control secundaria en caso de inundación del edificio de turbina, se reforzará la puerta de ingreso a la misma.	2015
Evaluaciones / Procedimientos	
Procedimiento de evento anormal para responder a la pérdida de refrigeración de la pileta de almacenamiento de combustibles gastados y/o pérdida de inventario. Incluirá acciones y contingencias para monitorear el nivel de refrigerante y la temperatura de la pileta desde la sala de control secundaria en el supuesto de que la sala de control principal y la sala de la pileta sean inaccesibles.	2do semestre 2012
Procedimiento relacionado con el control de los componentes pasivos, (por ejemplo, la tubería para la inspección ruptura vacío / sifón en la piscina de EECC, y el aumento de la frecuencia de ensayos e inspecciones).	2do semestre 2012
Reevaluación de todos los procedimientos vigentes aplicables a la estrategia de manejo de emergencias, incluyendo la evaluación de la necesidad de elaborar otros procedimientos.	2013.
Evaluación del margen sísmico basado en el análisis probabilístico de seguridad (APS).	2014
Mejoras en el análisis de las consecuencias de terremotos de la represa aguas abajo de la CNE.	2015
Procedimiento operativo para eventos anormales (POEA), para aumentar a 7 días la necesidad de disponer de agua de reposición al dousing y/o a los GVs, que será suministrada por las bombas del sistema de suministro de agua de emergencia.	2015
Evaluación del impacto que el evento SBO tendría sobre la máquina de recambio de elementos combustibles.	2015
Re-evaluación del riesgo de tornados para el sitio de Embalse.	2015.

ACCIONES REGULATORIAS	Fecha de Implementación
<p>Para facilitar una respuesta eficaz en situaciones accidentales es necesario contar con información en tiempo real, para lo cual recientemente se implementó una nueva red de monitoreo ambiental alrededor de las centrales nucleares, compuesta por estaciones meteorológicas y radiológicas, tanto portátiles como fijas.</p>	<p>Implementado</p>
<p>Se ha requerido al Titular de la Licencia de las CNA I, CNA II y CNE la revisión del término fuente del reactor, con el fin de actualizar la implementación de escenarios pre-calculados con consecuencias radiológicas para distintos tipos de accidentes severos.</p>	<p>2do semestre 2012</p>
<p>Se ha requerido al Titular de la Licencia de las CNA I, CNA II y CNE, la construcción de centros de control de emergencia municipales fuera de la zona de planificación de la emergencia nuclear (más allá de los 10 km). Los mismos deben contar con infraestructura, instrumentación y sistemas de comunicaciones acordes con las lecciones aprendidas del accidente Fukushima.</p>	<p>2do semestre 2012</p>
<p>De la experiencia del accidente ocurrido en Fukushima, se desprende la necesidad de realizar ejercicios de emergencia extendidos en el tiempo. Se está planificando llevar a cabo estos ejercicios prolongados, con el objetivo es disponer de centros de emergencias operativos durante un período de tiempo extenso para mejorar el mecanismo de traspaso de la dirección de la emergencia, la sostenibilidad de los recursos, la prestación del asesoramiento técnico, las comunicaciones y la adquisición de datos confiables.</p>	<p>2014</p>