

# **EL ACCIDENTE NUCLEAR DE FUKUSHIMA: FORTALEZAS DE LAS CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS**

---



**Tesista: Santiago Nicolás Guzmán**

**Director: Alberto Domingo Boccassini**

**Co-director: Santiago Pimentel**

**Ciudad Autónoma de Buenos Aires, 2020**

**MAESTRÍA INTERDISCIPLINARIA EN ENERGÍA**

**CENTRO DE ESTUDIOS DE LA AUTORIDAD REGULATORIA ENERGÉTICA  
UNIVERSIDAD DE BUENOS AIRES**

## ÍNDICE GENERAL

<b>1.</b>	<b>OBJETIVOS</b> .....	<b>9</b>
1.1.	Objetivo general .....	9
1.2.	Objetivos específicos .....	9
<b>2.</b>	<b>INTRODUCCION</b> .....	<b>10</b>
<b>3.</b>	<b>MARCO REGULATORIO DE LA INDUSTRIA NUCLEAR ARGENTINA</b> .....	<b>13</b>
3.1.	Derecho nuclear .....	13
3.1.1.	Principios del derecho nuclear .....	13
3.1.2.	Marco Normativo Aplicable a la Actividad Nuclear en Argentina .....	16
3.2.	Normativa Nacional .....	17
3.2.1.	Ley 24.804 “Ley de la Actividad Nuclear Argentina” .....	17
3.2.2.	Ley 25.018 “Régimen de Gestión de Residuos Radiactivos” .....	18
3.2.3.	Ley 26.566 “Actividad Nuclear” .....	19
3.2.4.	Normas y guías regulatorias .....	19
3.3.	Normativa Internacional .....	20
3.3.1.	Tratados internacionales .....	20
3.4.	Principales organizaciones internacionales en el sector nuclear .....	21
3.4.1.	Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) .....	22
3.4.2.	Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) .....	23
3.4.3.	Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas (UNSCEAR) .....	23
3.5.	Licenciamiento de las Centrales Nucleares en Argentina .....	23
3.5.1.	Licencia de Construcción .....	24
3.5.2.	Licencia de Puesta en Marcha .....	25
3.5.3.	Licencia de Operación .....	25
3.5.4.	Filosofías de Licenciamiento .....	28
<b>4.</b>	<b>PRINCIPIOS DE LA ENERGÍA NUCLEAR Y GENERACIÓN NUCLEOELÉCTRICA EN EL MUNDO</b> .....	<b>29</b>
4.1.	La fisión nuclear .....	29
4.2.	Caracterización de los isótopos .....	30
4.3.	El reactor nuclear .....	30
4.3.1.	Diferencia entre reactores nucleares y centrales térmicas convencionales .....	31
4.3.2.	Tecnologías de reactores nucleares para la generación nucleoelectrónica .....	33
4.4.	Centrales Nucleares en Argentina .....	36
4.4.1.	Central Nuclear Atucha I .....	36
4.4.2.	Central Nuclear Atucha II .....	37
4.4.3.	Central Nuclear Embalse .....	37
4.5.	Estado actual de la generación nucleoelectrónica a nivel mundial .....	37
4.6.	Matriz energética mundial y nacional .....	39
4.7.	Generaciones de reactores nucleares .....	42
<b>5.</b>	<b>PROTECCIÓN DE LOS EFECTOS NOCIVOS DE LAS RADIACIONES IONIZANTES</b> .....	<b>45</b>
5.1.	Radiaciones .....	45
5.1.1.	Radiactividad .....	45
5.1.2.	Tipos de radiaciones .....	46
5.2.	Efectos biológicos de la radiación .....	48
5.2.1.	Clasificación de los efectos biológicos .....	49
5.3.	Protección Radiológica .....	50
5.3.1.	Principios fundamentales de la Protección Radiológica .....	51

5.3.2.	Métodos para reducir la exposición a la radiación .....	51
5.3.3.	Magnitudes y unidades empleadas .....	51
5.3.4.	Normas regulatorias nacionales de Protección Radiológica .....	53
<b>6.</b>	<b>ASPECTOS DE SEGURIDAD CONSIDERADOS EN EL DISEÑO DE CENTRALES NUCLEARES .....</b>	<b>57</b>
6.1.	Funciones de seguridad .....	57
6.2.	Eventos iniciantes postulados .....	57
6.3.	Defensa en profundidad .....	58
6.4.	Eventos externos .....	60
6.5.	Características de seguridad: seguridad inherente y seguridad activa y pasiva .....	61
6.5.1.	Seguridad inherente .....	61
6.5.2.	Sistemas activos y pasivos a la seguridad .....	61
6.6.	Diseño de las centrales nucleares argentinas .....	62
6.6.1.	Central Nuclear Atucha I .....	63
6.6.2.	Central Nuclear Atucha II .....	72
6.6.3.	Central Nuclear Embalse .....	78
<b>7.</b>	<b>CENTRAL NUCLEAR DE FUKUSHIMA DAIICHI: DISEÑO Y ACCIDENTE ..</b>	<b>87</b>
7.1.	Localización de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi .....	87
7.2.	Central Nuclear de Fukushima Daiichi .....	87
7.2.1.	Funcionamiento de las unidades de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi .....	88
7.2.2.	Tipos de contención .....	89
7.2.3.	Refrigeración de la Central Nuclear de Fukushima .....	90
7.3.	Marco regulatorio nuclear japonés .....	93
7.3.1.	Marco regulatorio e institucional del sector nuclear antes del accidente .....	93
7.3.2.	Estructura institucional de la nueva autoridad reguladora .....	95
7.4.	Eventos externos considerados en el diseño de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi .....	96
7.4.1.	Sismo base de diseño .....	97
7.4.2.	Niveles de inundaciones considerados en el diseño .....	98
7.4.3.	Evaluaciones de eventos externos realizadas durante la operación de la central .....	98
7.4.4.	Consideraciones del concepto de defensa en profundidad en el diseño de la central .....	100
7.5.	Eventos externos que originaron el accidente y consecuencias en las instalaciones .....	100
7.5.1.	Sismo y sus consecuencias en la central .....	100
7.5.2.	Tsunami y sus consecuencias en la central .....	103
7.6.	Progresión del accidente en las distintas unidades .....	106
7.6.1.	Evolución del accidente en la unidad 1 .....	107
7.6.2.	Evolución del accidente en la unidad 2 .....	110
7.6.3.	Evolución del accidente en la unidad 3 .....	112
7.6.4.	Evolución del accidente en la unidad 4 .....	114
7.6.5.	Evolución del accidente en la unidad 5 .....	114
7.6.6.	Evolución del accidente en la unidad 6 .....	115
7.7.	Declaración nacional de la emergencia nuclear .....	116
7.8.	Programa de Gestión de Accidentes Severos .....	116
7.9.	Conducción interna de la emergencia .....	117
7.10.	Conducción externa de la emergencia .....	118
7.10.1.	Evacuación de la población residente en los alrededores de la central .....	120

7.10.2.	Restricciones en el consumo de alimentos .....	121
7.11.	Consecuencias radiológicas .....	121
7.11.1.	Dispersión de radionucleídos .....	121
7.11.2.	Deposición de radionucleídos en tierra .....	123
7.12.	Exposición a la radiación .....	124
7.12.1.	Exposición de la población .....	126
7.12.2.	Exposición del personal ocupacionalmente expuesto .....	130
7.13.	Consecuencias del accidente .....	133
7.13.1.	Consecuencias en la salud de las personas .....	133
7.13.2.	Consecuencias socioeconómicas en Japón .....	135
7.13.3.	Consecuencias en el sector energético en Japón .....	135
7.14.	Calificación del accidente de Fukushima mediante la escala INES .....	137
<b>8.</b>	<b>MEJORAS DE SEGURIDAD IMPLEMENTADAS “POST-FUKUSHIMA” ....</b>	<b>139</b>
8.1.	Acciones implementadas por la comunidad europea .....	140
8.1.1.	Stress test aplicado a las centrales nucleares de la Unión Europea .....	140
8.1.2.	Alcance del stress test .....	141
8.1.3.	Evaluaciones de seguridad en las centrales nucleares argentinas .....	142
8.2.	Evaluación Integral de Seguridad de las centrales nucleares argentinas .....	142
8.2.1.	Central Nuclear Atucha I .....	143
8.2.2.	Central Nuclear Atucha II .....	151
8.2.3.	Central Nuclear Embalse .....	157
8.3.	Mejoras implementadas luego de la Evaluación Integral de Seguridad .....	163
8.3.1.	Central Nuclear Atucha .....	164
8.3.2.	Central Nuclear Embalse .....	170
8.4.	Situación de las centrales nucleares argentinas post-Fukushima .....	173
<b>9.</b>	<b>CONCLUSIONES .....</b>	<b>178</b>
<b>10.</b>	<b>REFLEXIÓN FINAL .....</b>	<b>183</b>
<b>11.</b>	<b>REFERENCIAS .....</b>	<b>187</b>
<b>ANEXO</b>	<b>.....</b>	<b>191</b>

**ÍNDICE DE FIGURAS**

Figura 3-1	Ordenamiento Jurídico de la Actividad Nuclear.....	17
Figura 4-1	Esquema simplificado del proceso de fisión del núcleo del U235 .....	29
Figura 4-2	Esquema de una central nuclear del tipo PWR .....	34
Figura 4-3	Esquema de una central nuclear PHWR del tipo CANDU .....	35
Figura 4-4	Esquema de una central nuclear del tipo BWR .....	35
Figura 4-5	Contribución porcentual de las distintas tecnologías de reactores nucleares al parque de generación nuclear .....	38
Figura 4-6	Contribución de las distintas tecnologías de reactores nucleares a la capacidad nuclear instalada mundial. ....	38
Figura 4-7	Evolución de la participación de las distintas fuentes primaria de energía en el mundo en el periodo 2008-2019. ....	39
Figura 4-8	Evolución de la participación de las distintas fuentes primaria de energía en Argentina en el periodo 2008-2019. ....	40
Figura 4-9	Participación de las distintas fuentes de energía secundaria en Argentina en 2019 .....	41
Figura 4-10	Generación de energía eléctrica por tecnología en el periodo 2008-2019.....	41
Figura 4-11	Generaciones de reactores nucleares .....	42
Figura 5-1	Curva criterio para el público. ....	55
Figura 6-1	Perspectiva integrada del concepto de defensa en profundidad, barreras y niveles de protección .....	60
Figura 6-2	Esquema simplificado del Sistema de Parada por Inyección de Ácido Bórico de la Central Nuclear Atucha I. ....	65
Figura 6-3	Esquema simplificado del Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo de Alta Presión de la Central Nuclear Atucha I.....	66
Figura 6-4	Esquema simplificado del Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo de Baja Presión de la Central Nuclear Atucha I.....	67
Figura 6-5	Diagrama unifilar simplificado de la Central Nuclear Atucha I. ....	69
Figura 6-6	Esquema simplificado del segundo sumidero de calor.....	70
Figura 6-7	Esquema simplificado del Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo de Alta Presión de la Central Nuclear Atucha II.....	74
Figura 6-8	Diagrama unifilar simplificado de la Central Nuclear Atucha II. ....	76
Figura 6-9	Esquema simplificado del Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo de Alta Presión de la Central Nuclear Embalse.....	82
Figura 6-10	Esquema simplificado del Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo de Media (líneas naranjas) y Baja (líneas rojas) Presión de la Central Nuclear Embalse.....	83
Figura 6-11	Diagrama unifilar simplificado de la Central Nuclear Embalse. ....	84
Figura 7-1	Localización de la Central Nuclear de Fukushima.....	87
Figura 7-2	Disposición de las seis unidades de la Central Nuclear de Fukushima en el sitio .....	88
Figura 7-3	Esquema de funcionamiento de una central nuclear del tipo BWR.....	89
Figura 7-4	Esquema de un BWR con contención Mark I (izquierda) y Mark II (derecha) ...	90
Figura 7-5	Circuito de refrigeración de la unidad 1 de la Central Nuclear de Fukushima en estado aislado.....	91
Figura 7-7	Interacción entre las principales instituciones japonesas con responsabilidad en seguridad nuclear. ....	94

Figura 7-8	Organismos con competencia en la industria nuclear japonesa post-accidente.	95
Figura 7-9	Placas tectónicas alrededor de Japón.	97
Figura 7-10	Localización del epicentro del sismo ocurrido el 11 de marzo de 2011 y de las centrales nucleares emplazadas en la región.	101
Figura 7-11	Nivel de las olas de tsunami en la costa de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi.	103
Figura 7-12	Esquema simplificado de los niveles de las estructuras e inundación generada por el tsunami	104
Figura 7-13	Ubicación local de las unidades que intervienen en la gestión del accidente.	119
Figura 7-14	Ubicación nacional de las unidades que intervienen en la gestión del accidente.	119
Figura 7-15	Evolución de la dispersión atmosférica del Cs137 en el periodo comprendido entre el 14 de marzo de 2011 y 26 de marzo de 2011	122
Figura 7-16	Evolución de la dispersión oceánica del Cs137 en el periodo comprendido entre el 14 de marzo de 2011 y 26 de marzo de 2011	123
Figura 7-17	Evolución temporal de la tasa de dosis ambiental medida desde el aire debido a los depósitos de radionucleídos en las zonas situadas al noroeste de la central.	124
Figura 7-18	Localización del área de Soso en la región de la prefectura de Fukushima....	126
Figura 7-19	Distribución log-normal idealizada de la densidad de probabilidad y la probabilidad acumulada de las dosis efectivas externas estimadas en localidades situadas a una distancia inferior a los 20 km de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi.	127
Figura 7-20	Distribución log-normal idealizada de la densidad de probabilidad y la probabilidad acumulada de las dosis efectivas externas estimadas en localidades situadas a una distancia superior a los 20 km de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi.	127
Figura 7-21	Distribución de la tasa de dosis equivalente ambiental cerca de la glándula tiroidea de niños de entre 0 y 15 años en el periodo entre 26 y 30 de marzo de 2011.	130
Figura 7-22	Dosis efectiva recibida por los trabajadores de emergencias en la Central Nuclear de Fukushima Daiichi entre marzo de 2011 y octubre de 2014 (empleados de TEPCO y contratistas).	131
Figura 7-23	Distribución normalizada idealizada de la densidad de probabilidad y de la probabilidad acumulada de la dosis equivalente personal monitoreado en los trabajadores de TEPCO y los trabajadores contratados en 2011.	131
Figura 7-24	Distribución normalizada idealizada de la densidad de probabilidad y de la probabilidad acumulada de dosis efectiva comprometida en los trabajadores de TEPCO y contratistas.	132
Figura 7-25	Contribución porcentual de las distintas fuentes de energía en la generación eléctrica en Japón en el periodo 2008-2018.	136
Figura 7-28	Evolución porcentual de las importaciones combustibles fósiles y consumo de energía eléctrica en Japón en el periodo 2008-2018, respecto de los valores en el 2008.	137
Figura 7-29	Categorías de eventos nucleares según la escala INES.	138

**ÍNDICE DE TABLAS**

Tabla 5-1	Principales características de los efectos estocásticos y deterministas .....	49
Tabla 5-2	Resumen de las consecuencias, dosis y causas de los principales efectos deterministas .....	50
Tabla 6-1	Correlación entre nivel de defensa en profundidad y estado de planta .....	59
Tabla 7-1	Principales características de las unidades de la Central Nuclear Fukushima .	88
Tabla 7-2	Estado de las unidades de las Central Nuclear de Fukushima Daiichi antes y después del sismo. ....	102
Tabla 7-3	Estado de las unidades de las Central Nuclear de Fukushima Daiichi inmediatamente después del tsunami. ....	105
Tabla 7-4	Condiciones de finalización del accidente definidas para las distintas unidades de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi .....	107
Tabla 8-1	Estrategias preventivas del programa de gestión de accidentes severos al momento de la elaboración de la Evaluación Integral de Seguridad. ....	150
Tabla 8-2	Acciones implementadas en la Central Nuclear Atucha para garantizar las funciones de seguridad ante las situaciones accidentales contempladas en la Evaluación Integral de Seguridad .....	167
Tabla 8-3	Situación actual (noviembre 2020) de las centrales nucleares argentinas para hacer frente a un accidente similar al ocurrido en la Central Nuclear de Fukushima (eventos naturales extremos con el consecuente SBO y pérdida de sumideros de calor. ....	174
Tabla A-1	Medidas de mejora surgidas del Accidente Nuclear en la Central Nuclear de Fukushima Daiichi .....	191

**Agradecimientos**

*A mi esposa por su apoyo, paciencia y compañía a lo largo de la elaboración de esta tesis.*

*A mi director y co-director por acompañarme en este camino arduo, pero gratificante, de aprendizaje.*

*Al personal de Nucleoeléctrica Argentina S.A. por la información brindada.*

## **1. OBJETIVOS**

### **1.1. Objetivo general**

El objetivo general del trabajo es describir las fortalezas de las centrales nucleares argentinas en materia de seguridad para hacer frente a un accidente similar al ocurrido en el 2011 en Fukushima, Japón.

### **1.2. Objetivos específicos**

- Describir el marco regulatorio del sector nucleoelectrico argentino y exponer los principales estándares nacionales e internacionales que fijan los criterios de seguridad aplicables a las centrales nucleares en Argentina.
- Detallar los principios de la energía nuclear y los fundamentos técnicos de la generación nucleoelectrica. Exponer los principales riesgos radiológicos asociados a la energía nuclear.
- Estudiar los criterios de seguridad establecidos para el diseño de las centrales nucleares y describir las bases de diseño en esa materia adoptadas para las centrales nucleares argentinas.
- Describir el accidente nuclear ocurrido en la Central Nuclear de Fukushima Daiichi y mencionar las medidas adoptadas como consecuencia del mismo en Japón en cuanto a los aspectos regulatorios, operacionales y de seguridad.
- Identificar y describir las previsiones y los sistemas de las centrales nucleares argentinas relacionados con las medidas de seguridad recomendadas por las principales instituciones de la industria nuclear mundial en torno al accidente ocurrido en la Central Nuclear de Fukushima Daiichi.

### 2. INTRODUCCION

El 11 de marzo de 2011 se produjo el mayor sismo registrado en la historia de Japón y un enorme tsunami que afectaron principalmente a la costa este de Japón, originando muchas muertes e importantes daños en los edificios y la infraestructura de la costa oriental.

Este desastre natural produjo en la Central Nuclear de Fukushima Daiichi el peor accidente nuclear registrado a nivel mundial desde el accidente de Chernobyl ocurrido en 1986. La Central Nuclear de Fukushima Daiichi, operada por la Compañía de Energía Eléctrica de Tokio (TEPCO), sufrió grandes daños dado que, a raíz de la pérdida del suministro eléctrico externo y la gran destrucción de las estructuras utilizadas para la operación y seguridad, se perdió el control de las funciones de seguridad de refrigeración y contención. Las demás centrales nucleares localizadas en la costa también se vieron afectadas por el evento natural, sin embargo, los reactores que se encontraban en ese momento en operación lograron alcanzar el estado de parada segura.

A pesar del gran esfuerzo realizado por TEPCO para mantener la refrigeración en el núcleo de las unidades 1, 2 y 3, el sobrecalentamiento de los combustibles nucleares produjo su fusión y la fractura de las tres vasijas de contención. Se generaron explosiones en los edificios de dichas unidades, provocando daños en las estructuras de las instalaciones y lesiones al personal que en ese momento se encontraba en la central. Desde el punto de vista radiológico, hubo emisiones de material radiactivo tanto a la atmósfera como al mar.

La población que residía en un radio de 20 km de la central fue inmediatamente evacuada mientras que los que se encontraban a una distancia entre 20 y 30 km, inicialmente recibieron la recomendación de permanecer en sus hogares y luego se les sugirió evacuar la zona en forma voluntaria.

Este accidente nuclear puso en evidencia ciertas deficiencias en las regulaciones, en el diseño de las centrales nucleares, en las previsiones de preparación y respuesta a situaciones de emergencia y en la gestión de accidentes no contemplados en la base de diseño.

La seguridad nuclear es de responsabilidad de cada país, sin embargo, dado que los accidentes nucleares pueden trascender las fronteras nacionales, es de suma importancia mantener una cooperación internacional en esta materia. La comunidad nuclear internacional tuvo una inmediata reacción al accidente nuclear de Fukushima. En este sentido, los organismos referentes del ámbito nuclear a nivel mundial tomaron un conjunto de medidas para fortalecer la seguridad nuclear, la preparación para emergencias y la protección radiológica de las personas y el medio ambiente en todas las centrales del mundo. Hubo un fuerte compromiso por parte de los entes reguladores y operadores de centrales nucleares del mundo de velar por el cumplimiento de esas medidas.

Los países europeos realizaron en forma coordinada una evaluación de los márgenes de seguridad de sus centrales nucleares. La Asociación de Reguladores de Europa Occidental (WENRA) y el Grupo Europeo de Reguladores Nucleares (ENREG) definieron un programa detallado para la realización de esa evaluación, a fin de analizar en detalle las condiciones de la seguridad nuclear de las instalaciones frente a un conjunto de eventos postulados a partir

de las lecciones aprendidas del accidente de Fukushima e implementar acciones de mejora en el marco de dicho programa.

Siguiendo estos lineamientos, en 2011 el ente regulador nuclear de la República Argentina (ARN) emitió un requerimiento regulatorio solicitando la realización de una evaluación integral de la seguridad en las centrales nucleares emplazadas en el país. Posteriormente, el ente regulador emitió un conjunto de requerimientos regulatorios, complementarios al anterior, a fin de analizar en detalle los aspectos de seguridad surgidos del informe integral de seguridad e implementar en las centrales las mejoras en materia de seguridad identificadas en las evaluaciones de seguridad.

En agosto de 2012 se convocó a las partes contratantes de la Convención en Seguridad Nuclear (bajo auspicio de la Organización Internacional de Energía Atómica) a una reunión extraordinaria, a fin de analizar y debatir los principales aspectos surgidos del accidente. Luego, en la sexta reunión de dicha Convención, las partes contratantes realizaron una serie de propuestas relacionadas con mejoras en materia de seguridad nuclear como, por ejemplo, medidas para hacer frente a una pérdida de energía eléctrica en forma prolongada, mejora en el suministro de energía eléctrica en caso de eventos naturales extremos, mejoras en los centros de control de emergencias interno y externo a las instalaciones, fortalecimiento de las medidas para preservar la integridad de la contención y mejora de las acciones para hacer frente a accidentes no contemplados en el diseño. En reuniones posteriores, los países miembros de la Convención han ido manifestando los avances logrados al respecto [1].

Por lo tanto, el accidente de Fukushima tuvo una gran repercusión en la industria nucleoelectrónica mundial a tal punto que algunos países, como Alemania, han tomado la drástica decisión de retirar de su matriz energética la generación de energía eléctrica a partir de fuentes nucleares. En algunos países se retrasaron y cancelaron los programas de proyectos nucleares para aumentar su participación en la oferta energética, mientras que, en otros países, como en Argentina, se ha decidido hacer uso de las lecciones aprendidas en el accidente de Fukushima en busca de fortalecer la seguridad de las instalaciones nucleares.

En este trabajo se realiza una descripción del funcionamiento del sector nucleoelectrónico argentino, detallándose la infraestructura, el marco regulatorio y las principales instituciones que integran el sector. Se describe el principio de la energía nuclear y las tecnologías de reactores nucleares disponibles a nivel mundial para la generación comercial de energía eléctrica. Además, se exponen los efectos radiológicos asociados a las radiaciones ionizantes producidas en las centrales nucleares y se identifican las normas regulatorias y las recomendaciones de diversos organismos internacionales para reducir al máximo los riesgos radiológicos y mitigar sus consecuencias en caso de ocurrencia de accidentes con liberación de material radiactivo al ambiente.

Se describen los principales acontecimientos ocurridos en la Central Nuclear de Fukushima Daiichi durante y luego del accidente. Al respecto, se detalla la progresión del accidente y sus consecuencias radiológicas, sociales y económicas en la región.

Asimismo, se identifican y estudian las medidas adoptadas por la comunidad internacional nuclear como consecuencia del accidente de Fukushima, haciendo hincapié en las acciones y modificaciones implementadas para reforzar la seguridad nuclear y radiológica de las centrales nucleares emplazadas en Argentina. Cabe aclarar que muchas de las mejoras

descriptas en este trabajo comenzaron a abordarse por Nucleoeléctrica Argentina S.A. previo al accidente de Fukushima, sin embargo, como éstas dan respuesta a las lecciones aprendidas del accidente ocurrido posteriormente en Fukushima, dichas mejoras son incluidas en el presente trabajo.

Finalmente, es importante señalar que el estudio presentado en este trabajo no refleja la seguridad total de las centrales nucleares argentinas, dado que el mismo se limita a los aspectos de seguridad de las instalaciones relacionados únicamente con las enseñanzas arrojadas por el accidente nuclear de Fukushima. Es decir, en línea con los estándares de los principales organismos expertos en materia de seguridad nuclear a nivel mundial, las centrales nucleares argentinas se encuentran preparadas para resistir a una innumerable cantidad de accidentes, cuyo estudio en profundidad no es incluido en el alcance de esta tesis.

### **3. MARCO REGULATORIO DE LA INDUSTRIA NUCLEAR ARGENTINA**

#### **3.1. Derecho nuclear**

(Ref. [2])

El derecho nuclear es el conjunto de disposiciones jurídicas especiales creadas para regular la conducta de las personas físicas y jurídicas que llevan a cabo actividades relacionadas con materiales fisionables, la radiación ionizante y la exposición a fuentes radiactivas, cuyos conceptos son desarrollados en el capítulo 4.

El objetivo del derecho nuclear es establecer el marco normativo aplicable a la ejecución de actividades relacionadas con la energía nuclear y la utilización de radiaciones ionizantes a fin de proteger adecuadamente a las personas, los bienes y el ambiente. Las disposiciones jurídicas especiales del derecho nuclear son incluidas en el ordenamiento jurídico interno que refieren a la conducta de las personas físicas y jurídicas.

Una característica esencial de la legislación sobre energía nuclear es su atención dual, tanto a los riesgos como a las ventajas de dicha actividad. En este sentido, cada país adopta una legislación en materia nuclear acorde a las actividades que se decida desarrollar, a la magnitud de las mismas y a los riesgos involucrados.

##### **3.1.1. Principios del derecho nuclear**

El diseño de legislación de los países en materia nuclear en general adopta los siguientes once principios que son ampliamente aceptados y consensuados por los principales actores que integran el sector nuclear en el plano internacional [2]. En lo que respecta al marco regulatorio nuclear de Argentina se observa una gran adherencia a estos principios.

##### **1. Principios de seguridad tecnológica (*safety*)**

El concepto de seguridad tecnológica es de suma relevancia en el uso de la energía nuclear y en las aplicaciones de las radiaciones ionizantes. La legislación debe contemplar medidas técnicas y administrativas razonables para proteger a las personas, minimizar la probabilidad de la ocurrencia de accidentes radiológicos y, en caso de ocurrir, mitigar las consecuencias de los mismos [2].

En virtud del cumplimiento de este principio en el ámbito nacional, en el art. 16 de la ley 24.804 (que regula la actividad nuclear) se establece que *“La Autoridad Regulatoria Nuclear tendrá las siguientes funciones, facultades y obligaciones: a) Dictar las normas regulatorias referidas a seguridad radiológica y nuclear, protección física y fiscalización del uso de materiales nucleares, salvaguardias internacionales [...]”*

##### **2. Principio de seguridad física (*security*)**

Las actividades con materiales nucleares y radiactivos pueden suponer riesgos para la seguridad física de las personas y las instituciones sociales si se utilizan con fines no declarados. La legislación debe prever medidas jurídicas especiales para impedir que los materiales y tecnologías se desvíen de los usos autorizados [2].

En cuanto al marco regulatorio nacional, este principio es atendido por el art. 16 de la ley 24.804, mencionado anteriormente, dado que el mismo incluye, entre las facultades del ente regulador, el dictado de normas regulatorias referidas a protección física y salvaguardias [2].

### 3. Principio de responsabilidad

El explotador o licenciataria debe velar por el cumplimiento de los requisitos exigibles en materia de salud, seguridad tecnológica y física y protección del medio ambiente.

El art. 31 de la ley 24.804 contempla este principio, dado que establece que *“La responsabilidad por la seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias y protección física recae inexcusablemente en el poseedor de la licencia, permiso o autorización. El cumplimiento de lo establecido en esta ley, y en las normas y requerimientos que de ella deriven, no lo exime de tal responsabilidad ni de hacer todo lo razonable y compatible con sus posibilidades en favor de la seguridad radiológica y nuclear, la salvaguardia y la protección física. [...]”*.

### 4. Principio de autorización

El derecho nuclear suele exigir la autorización previa de actividades que impliquen el uso de materiales fisionables y radioisótopos. La autorización se conoce con diversos nombres, tales como “licencia”, “permiso” o “aprobación”. Las prácticas que implican riesgos despreciables en general quedan exentas de autorización [2].

En el art. 9 de la ley 24.804 se establece que *“Toda persona física o jurídica para desarrollar una actividad nuclear deberá: a) Ajustarse a las regulaciones que imparta la Autoridad Regulatoria Nuclear en el ámbito de sus competencias y solicitar el otorgamiento de la licencia, permiso o autorización que lo habilite para su ejercicio [...]”*.

### 5. Principio de control continuo

La legislación debe conservar y asignar la facultad de control continuo a un organismo regulador o de control a fin de asegurarse que esas actividades se ejecutan de manera segura y en conformidad con las condiciones de la autorización [2].

Este principio está previsto en el art. 7 de la ley 24.804: *“La Autoridad Regulatoria Nuclear tendrá a su cargo la función de regulación y fiscalización de la actividad nuclear en todo lo referente a los temas de seguridad radiológica y nuclear, [...] fiscalización de instalaciones nucleares [...]”*.

### 6. Principio de indemnización

Debido a los grandes daños que pueden ocasionar los accidentes nucleares, los Estados deben adoptar medidas para asegurar las compensaciones adecuadas en caso de accidente nuclear [2].

Al respecto, se señala que en el art. 9 de la ley 24.804 se establece que *“Toda persona física o jurídica para desarrollar una actividad nuclear deberá: [...] c) Asumir la responsabilidad civil que para el explotador de una licencia nuclear determina la Convención de Viena sobre la Responsabilidad Civil por Daños Nucleares, ratificada*

*por la ley 17.048, por la suma de ochenta millones de dólares estadounidenses (U\$S 80.000.000) por accidente nuclear en cada instalación nuclear. [..]”.*

En la Convención de Viena sobre Responsabilidad Civil por Daños Nucleares, firmada por el país, se fijan las obligaciones tanto del Estado como del licenciataria en relación con las indemnizaciones por daños nucleares. Esta convención fue ratificada inicialmente por la ley 17.078 y complementada posteriormente por la ley 22.455 (Responsabilidad civil en la esfera de transporte marítimo de materiales nucleares).

### 7. Principio de desarrollo sostenible

Una manera de aplicar este principio al terreno nuclear es instar a la generación actual a hacer todo lo posible para garantizar la seguridad tecnológica a largo plazo, dejando opciones a las generaciones futuras, sin depender excesivamente de previsiones de largo plazo.

En Argentina, la ley 25.018 “Régimen de Gestión de Residuos Radiactivos” crea el Plan Estratégico de Gestión de Residuos Radiactivos (PEGRR), a fin de establecer los requerimientos técnicos, legales y financieros para evitar el legado de las cargas indebidas a las generaciones venideras.

### 8. Principio de cumplimiento

Debido a los riesgos transfronterizos generados por la actividad nuclear, los Estados deben establecer medidas legislativas, en caso de ser necesarias, para que cumplan con las obligaciones impuestas por el derecho internacional en esta materia.

Los compromisos internacionales asumidos por el país en los tratados forman parte *ipso facto* del ordenamiento jurídico interno. Estos tratados internacionales firmados por el país en materia nuclear son ratificados por ley del Congreso Nacional [2].

### 9. Principio de independencia

Es consenso y convenido que los Estados deben prever la creación de un organismo regulador cuyas decisiones en su materia estén libres de interferencias de entidades dedicadas al desarrollo o fomento de la energía nuclear.

Se debe señalar que, puesto que el ente regulador nuclear es un órgano autárquico creado por ley, y no por decreto, la designación de sus autoridades debe ser puesta a consideración del Congreso Nacional, con lo cual se busca la independencia funcional del ente regulador con el Poder Ejecutivo Nacional, el cual es encargado de establecer las políticas energéticas del país a través del Ministerio o Secretaría de Energía de la Nación [2].

### 10. Principio de transparencia

Se debe prever que las entidades que participan en el desarrollo, uso y regulación de la energía nuclear divulguen toda la información pertinente relativa al uso de la energía nuclear y, en particular, la relativa a los incidentes y anomalías que puedan afectar a la salud pública, la seguridad tecnológica y el ambiente.

En Argentina, el ente regulador incorpora en los términos de licencias de las instalaciones nucleares un conjunto de comunicaciones periódicas y eventuales que el licenciatario debe realizar en forma obligatoria referidas al normal funcionamiento y eventos ocurridos en las instalaciones [2].

Asimismo, la Norma AR 3.9.2, de cumplimiento mandatorio, establece que *“La Entidad Responsable debe informar a la Autoridad Regulatoria, tan pronto como sea posible, la ocurrencia de un evento relevante [...]”*

### 11. Principio de cooperación internacional

La utilización de la energía nuclear tiene dimensión internacional por varios factores como, por ejemplo, la posibilidad de efectos radiológicos transfronterizos y protección del ambiente (contaminación radiactiva). Mediante este principio, se busca armonizar las políticas de seguridad tecnológica y protección física, compartiendo conocimientos, información y apoyo en situaciones que sean requeridas, lo que redundará en un alto nivel de seguridad a nivel regional e internacional.

Para fortalecer el sistema internacional se han adoptado un gran número de instrumentos jurídicos internacionales para codificar las obligaciones de los Estados en materia nuclear como, por ejemplo, Convención de Seguridad Nuclear, Convención de Seguridad Física, Convención sobre Pronta Notificación de Accidentes Nucleares, Convención Conjunta sobre Combustible Nuclear y Residuos Radiactivos, etc.

La legislación nuclear de cada Estado debe incluir disposiciones adecuadas a su sistema jurídico a fin de incentivar a los organismos públicos y a los usuarios privados de la energía nuclear a que participen en actividades de cooperación internacional [2].

### 3.1.2. Marco Normativo Aplicable a la Actividad Nuclear en Argentina

En la siguiente figura se muestra la pirámide jerárquica de las normas jurídicas aplicables a la actividad nuclear en Argentina [3].



**Figura 3-1 Ordenamiento Jurídico de la Actividad Nuclear**

- (1) Artículos 41, 42 y 43 de la Constitución Nacional.
- (2) Tratados internacionales (ver sección 3.3.1 de este documento).
- (3) Leyes 24.804, 25.018, 26.566, 24.886 art. 189 bis, 23.353 art. 867, 25.675, 24.051, etc.
- (4) Decreto N°1390/98 “Reglamentación de Ley de la Actividad Nuclear”, Decreto N603/92 “Control de las Exportaciones Sensitivas y Material Bélico.
- (5) Normas regulatorias (sección 3.2.4 de este documento).
- (6) Régimen de Sanciones para Centrales Nucleares (Resolución ARN N63/99), Régimen de Sanciones para instalaciones radiactivas relevantes (Resolución ARN N°24/99).
- (7) Guías regulatorias ARN (sección 3.2.4 de este documento).

En las siguientes secciones se detallan las principales normas nacionales e internacionales incluidas en el marco regulatorio de la actividad nuclear argentina.

## **3.2. Normativa Nacional**

### **3.2.1. Ley 24.804 “Ley de la Actividad Nuclear Argentina”**

La ley 24.804, sancionada en 1997, define el marco regulatorio y el esquema de funcionamiento de la industria nuclear en la República Argentina. El decreto 1390/98 establece la reglamentación de esta ley.

Dicha ley crea la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN), quien tiene a cargo la función de *“regulación y fiscalización de la actividad nuclear en todo lo referente a los temas de seguridad radiológica y nuclear, protección y fiscalización del uso de materiales nucleares, licenciamiento y fiscalización de instalaciones nucleares [...]”*.

En conformidad con la ley 15.336, que declara de jurisdicción nacional a la generación de energía eléctrica cuando *“se trate de centrales de generación de energía eléctrica mediante*

*la utilización o transformación de energía nuclear o atómica”, la ley 24.804 enmarca a la regulación y fiscalización de la actividad nucleoelectrónica en el ámbito de la jurisdicción nacional.*

Entre los objetivos de la Autoridad Regulatoria Nuclear fijados por ley se destacan la protección de las personas contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes, velar por la seguridad radiológica y nuclear en actividades realizadas en el país, garantizar que las actividades nucleares no sean desarrolladas con fines no autorizados y atender a los compromisos internacionales y políticas de no proliferación asumidos por el país.

En el art. 16 de la ley 24.804 se define un aspecto de suma importancia en relación al funcionamiento de las instalaciones nucleares. Mediante este artículo se le otorga al ente regulador las facultades de dictar normas regulatorias en materia de su competencia, otorgar licencias, permisos o autorizaciones a instalaciones y personas, realizar inspecciones y evaluaciones regulatorias, y aplicar sanciones cuando corresponda.

El ente regulador establece, desarrolla y aplica el régimen regulatorio a todas las actividades nucleares que se desarrollen en el país, como así también asesora al Poder Ejecutivo Nacional en materia de sus competencias. Este régimen regulatorio incluye los siguientes aspectos [4]:

- Sostener un nivel apropiado de protección de las personas contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes.
- Mantener un grado razonable de seguridad radiológica y nuclear en las actividades desarrolladas en el país.
- Verificar que las actividades nucleares no se desvíen hacia fines no autorizados y que se realicen conforme a los compromisos internacionales asumidos por el país.
- Establecer criterios y normas para prevenir la comisión de actos intencionales que puedan conducir a graves consecuencias radiológicas.

Asimismo, complementariamente a los aspectos regulatorios mencionados en los párrafos precedentes, la ley 24.804 fija algunas funciones, facultades y obligaciones de las principales instituciones de la industria nuclear argentina, como la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA).

### 3.2.2. Ley 25.018 “Régimen de Gestión de Residuos Radiactivos”

La ley 25.018 establece el Régimen de Gestión de Residuos Radiactivos en la República Argentina. En esta ley se designa a la CNEA como autoridad de aplicación para desarrollar todas las actividades relacionadas con la gestión de residuos radiactivos a través del Programa Nacional de Gestión de Residuos Radiactivos (PNGRR).

La ley prevé, en el marco de Programa de Gestión de Residuos Radiactivos, la creación del Plan Estratégico de Gestión de Residuos Radiactivos (PEGRR), donde se fijan los requisitos técnicos, legales y financieros para evitar el legado de las cargas indebidas a las generaciones futuras. Para asegurar la disponibilidad de recursos suficientes, el régimen establece la constitución de fondos para el financiamiento del PNGRR y del retiro de servicio de las centrales nucleares. Estos fondos deben provenir de los aportes de los principales generadores de residuos radiactivos que actualmente se encuentran bajo la órbita estatal.

Según los términos de la ley, los generadores de los residuos son responsables del acondicionamiento y almacenamiento transitorio seguro de los residuos generados por la instalación que operan hasta su transferencia a la CNEA para su disposición final. El art. 7 de la ley faculta a la CNEA a establecer, previa convalidación de la ARN, los criterios de aceptación y las condiciones de transferencia de los desechos radiactivos que sean necesarios para asumir la responsabilidad fijada por la ley. El art. 8 establece que en ningún caso quedará desvinculado el operador de la instalación generadora de su responsabilidad por eventuales daños civiles y/o ambientales hasta tanto se haya efectuado la transferencia de los desechos radiactivos.

### 3.2.3. Ley 26.566 “Actividad Nuclear”

Esta ley declara de interés nacional las actividades relacionadas con la construcción de una cuarta central nuclear, la concreción de la extensión de vida de la Central Nuclear Embalse y de la Central Nuclear Atucha Unidad I, y las obras tendientes a la finalización de la construcción, puesta en marcha y operación de la Central Nuclear Atucha Unidad II.

También declara de interés nacional y encomienda a la CNEA el diseño, la ejecución y la puesta en marcha del prototipo del reactor CAREM (Central Argentina de Elementos Modulares) construido en la República Argentina.

### 3.2.4. Normas y guías regulatorias

De acuerdo a lo establecido en la ley 24.804, la ARN está facultada para dictar normas regulatorias referidas a la seguridad radiológica y nuclear, salvaguardias, protección física y transporte de materiales nucleares.

Entre las funciones del ente regulador se encuentra el dictado de normas técnicas relacionadas con la actividad nuclear. Estas normas revisten carácter obligatorio para todas las industrias del sector, por lo que ninguna actividad nuclear desarrollada en el país puede contraponerse a las mismas.

Un aspecto a resaltar es que las normas regulatorias en el ámbito nuclear no son prescriptivas, sino de cumplimiento con los objetivos de seguridad y requieren ser complementadas por la adecuada toma de decisiones por parte del licenciatario o permisionario, quien debe presentar al ente regulador un conjunto de propuestas que den cumplimiento a los objetivos fijados por la normativa [4].

Asimismo, la ARN emite guías regulatorias, cuyo cumplimiento no es de carácter obligatorio. El objetivo de estas guías es proveer al licenciatario o permisionario de una instalación nuclear una alternativa para cumplir con lo establecido en las normas regulatorias. No obstante, el operador puede adoptar otras medidas o acciones para demostrar el cumplimiento de dichas normas.

La normativa técnica emitida por la ARN para el funcionamiento de las centrales nucleares se encuentra alineada con las sugerencias de las principales instituciones internacionales en materia nuclear, como el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP, *International Commission*

on *Radiological Protection*). En la sección 3.4 se describen los principales objetivos de estas organizaciones.

### 3.3. Normativa Internacional

Las actividades nucleares civiles desarrolladas bajo la jurisdicción de los Estados están sujetas, como cualquier otra actividad, a sus obligaciones suscritas en los tratados internacionales, además de los principios del derecho internacional generalmente aceptados. Los Estados deben incluir en sus ordenamientos jurídicos la legislación, normas y disposiciones necesarias para cumplir con todas sus obligaciones internacionales.

El Derecho Internacional Público delega en la voluntad soberana de cada Estado, los mecanismos por los que integran en su orden jurídico los compromisos internacionales asumidos.

En cuanto a la manera de incorporar las normas del Derecho Internacional Público en el Derecho Interno, los Estados siguen básicamente dos modalidades:

*Monismo*: la posición monista afirma la existencia de un único ordenamiento jurídico, y considera que las normas internacionales forman parte *ipso facto* del ordenamiento estatal. En el monismo normativo surge una complicación adicional, dado que la existencia de un orden jurídico único requiere determinar el grado de prelación entre las normas para el caso de que existan conflictos entre ellas.

*Dualismo*: considera que existen dos ordenamientos jurídicos independientes; el derecho internacional y el interno, sin que exista comunicación entre uno y otro. En el dualismo, hasta tanto tenga lugar esta incorporación, la norma internacional, cualquiera sea su naturaleza, no tendrá vigencia en el orden interno, pese a tenerla en el ámbito internacional. En esta modalidad no surge el problema del conflicto normativo entre una norma interna y otra internacional ya que cada una de las mismas tiene su ámbito de aplicación: la norma internacional solo obliga en el ámbito externo, y la norma estatal solo en el ámbito interno.

El Estado argentino evolucionó desde una posición dualista al actual monismo con supremacía constitucional. En este sentido, el derecho argentino adopta una posición monista por la cual los compromisos internacionales asumidos por el Estado argentino forman parte del ordenamiento jurídico del país. En este caso, los tratados tienen una jerarquía superior a las leyes federales, pero con la supremacía de la Constitución Nacional (art. 75 inc. 22) en su parte dogmática.

#### 3.3.1. Tratados internacionales

Tal como se mencionó en la sección 3.1.1, los tratados internacionales en materia nuclear son instrumentos jurídicos celebrados por los países con diferentes niveles de desarrollo nuclear para cumplir con el principio de cooperación internacional.

La República Argentina es parte contratante de numerosos instrumentos internacionales (acuerdos y convenciones) que implican compromisos y obligaciones.

En materia de su competencia regulatoria, la ARN tiene la función de controlar el cumplimiento de las obligaciones derivadas de los instrumentos internacionales y participa en la definición de las posiciones de Argentina en foros internacionales.

El conjunto de los instrumentos internacionales firmados por el país en materia nuclear se resume a continuación [3]:

- Acuerdos entre la República Argentina y la República Federativa del Brasil para el Uso Exclusivamente Pacífico de la Energía Nuclear (Acuerdo Bilateral), aprobado por ley N° 24.046. En vigor desde el 12 de diciembre de 1991.
- Tratado para la Proscripción de las Armas Nucleares en la América Latina y el Caribe (Tratado de Tlatelolco), aprobado por ley N° 24.272. En vigor desde el 18 de enero de 1994.
- Acuerdo entre la República Argentina, la República Federativa de Brasil, la Agencia Brasileño-Argentina de Contabilidad y Control de Materiales Nucleares (ABACC) y el Organismo Internacional de Energía Atómica para la aplicación de Salvaguardias (Acuerdo Cuatripartito), aprobado por ley N° 24.113. En vigor desde el 4 de marzo de 1994.
- Tratado de No Proliferación de las Armas Nucleares (TNP), aprobado por ley 24.448. En vigor desde el 10 de febrero de 1995.
- Convención sobre Seguridad Nuclear (CSN), aprobada por ley N° 24.776. En vigor desde el 16 de julio de 1997.
- Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de los Desechos Radiactivos, aprobada por ley N° 25.279. En vigor desde el 18 de junio de 2001.
- Convención sobre la Protección Física de los Materiales Nucleares, aprobada por ley N° 23.620. En vigor desde el 6 de mayo de 1989. La enmienda de la Convención, aprobada por ley N°26.640. En vigor desde el 8 de mayo de 2016.
- Convención sobre la Pronta Notificación de Accidentes Nucleares, aprobada por ley N°23.731. En vigor desde el 17 de febrero de 1990.
- Convención sobre Asistencia en Caso de Accidente Nuclear o Emergencia Radiológica, aprobada por ley N° 23.731. En vigor desde el 17 de febrero de 1990.
- Convención de Viena sobre Responsabilidad Civil por Daños Nucleares, aprobada por Ley 17.048. En vigor desde el 12 de noviembre de 1977.
- Tratado de Prohibición Completa de los Ensayos Nucleares (CTBT), aprobado por ley N° 25.022. Aún no ha entrado en vigor.

### 3.4. Principales organizaciones internacionales en el sector nuclear

Para la elaboración, revisión y/o modificaciones de la normativa regulatoria requeridas para el licenciamiento de las centrales nucleares, el ente regulador utiliza como referencia normas, guías, recomendaciones y/o estudios emitidos por varios organismos internacionales de gran reconocimiento y trayectoria en el ámbito nuclear.

### 3.4.1. Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA)

El Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) es la organización para la cooperación internacional en el campo nuclear. Desde su creación, en 1957, la organización trabaja con sus Estados Miembros y socios en todo el mundo para el uso seguro y pacífico de las tecnologías nucleares.

Una de las funciones del OIEA es establecer normas de seguridad para proteger, en el desarrollo y la aplicación de la energía nuclear con fines pacíficos, la salud, la vida y los bienes, y proveer lo necesario para la aplicación de esas normas a sus propias operaciones, como a las realizadas con sus asistencias y a petición de las partes, a las operaciones que se efectúen en virtud de cualquier arreglo bilateral o multilateral o bien, a petición de un Estado, a cualquiera de las actividades de ese Estado en el campo de la energía nuclear [5].

#### Normas de seguridad del OIEA

Las normas de seguridad del OIEA se presentan en la Colección de Normas de Seguridad del OIEA a través de las publicaciones relacionadas con las actividades de reglamentación. Esta colección, que incluye aspectos de seguridad nuclear, seguridad radiológica y seguridad en el transporte de materiales radiactivos, tiene tres categorías de documentos [5]:

Las **Nociones Fundamentales de Seguridad** presentan los objetivos, conceptos y principios básicos de seguridad y protección para el desarrollo y aplicación de la energía nuclear con fines pacíficos.

Los **Requerimientos de Seguridad** señalan los requisitos que hay que cumplir para garantizar la seguridad. Estos requisitos, en cuya formulación se emplea generalmente la forma “*deberá*” en expresiones como “*habrá que*”, “*hay que*”, “*se deberá*” (en inglés, “*shall*”), se rigen por los objetivos y principios enunciados en las Nociones Fundamentales de Seguridad.

Las **Guías de Seguridad** recomiendan acciones, condiciones o procedimientos para cumplir con los requisitos de seguridad. En la formulación de las recomendaciones de las Guías de Seguridad se emplea generalmente el término “*debería*” en expresiones como “*conviene*”, “*se recomienda*”, “*es aconsejable*” (en inglés, “*should*”) para indicar que es necesario tomar las medidas recomendadas u otras medidas equivalentes para cumplir con los requisitos.

Las Normas de Seguridad del OIEA no son jurídicamente vinculante para los Estados Miembros del OIEA, sin embargo, éstos pueden incluirlos, a su discreción, en sus reglamentos nacionales relacionados con la actividad nuclear. Las normas son vinculantes para el OIEA en relación con sus propias operaciones y para los Estados Miembros en relación con las operaciones en las que el OIEA presta colaboración.

Si bien las normas del OIEA establecen las bases esenciales para la seguridad, puede ser también necesario incorporar requisitos más detallados acordes a la práctica nacional.

Las normas de seguridad del OIEA, si bien no son jurídicamente vinculantes, se establecen con el fin de conseguir que las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear y de

los materiales radiactivos se realicen de manera que los Estados puedan cumplir sus obligaciones derivadas de los principios generalmente aceptados del derecho internacional y de reglas como las relativas a la protección del medio ambiente. Con arreglo de sus principios generales, la actividad nuclear dentro del territorio de un Estado debe realizarse de forma que no se cause daños en otros Estados [5].

### 3.4.2. Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP)

La Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) es una organización internacional independiente que trabaja para el beneficio público de la protección radiológica, proporcionando para ello recomendaciones y lineamientos sobre todos los aspectos de la protección contra la radiación ionizante.

La Comisión ofrece sus recomendaciones a los entes reguladores nucleares, y brinda asesoramiento al personal con responsabilidades en la protección radiológica.

A nivel internacional, la legislación en materia de protección radiológica se adhiere estrechamente a las recomendaciones de la ICRP. Asimismo, las Normas Fundamentales de Seguridad del OIEA para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación se basan también en dichas recomendaciones [6].

### 3.4.3. Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas (UNSCEAR)

La Asamblea General de las Naciones Unidas decidió crear en 1955, a raíz de los ensayos nucleares que durante el periodo 1950-1956 realizaron los EEUU, la URSS y el Reino Unido, el Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas, conocido generalmente como UNSCEAR (por las siglas en inglés *United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation*).

El mandato de la UNSCEAR consiste en evaluar los niveles y efectos de la exposición a la radiación ionizante e informar sobre ellos. Distintos gobiernos y organizaciones de todo el mundo utilizan las estimaciones del Comité como base científica para evaluar el riesgo de la radiación y tomar decisiones sobre medidas de protección.

Puesto que el UNSCEAR es un comité científico de las Naciones Unidas, su mandato tiene base científica. No establece políticas, aunque sus estudios son importantes para quienes se ocupan de formular políticas [7].

## 3.5. **Licenciamiento de las Centrales Nucleares en Argentina**

(Ref. [4])

El término licenciamiento refiere a un conjunto de evaluaciones llevadas a cabo por el solicitante de la licencia, y convalidado por el ente regulador, a fin de demostrar que las instalaciones en cuestión cumplen con las exigencias de seguridad fijadas en la normativa.

La autorización del ente regulador es una condición *sine qua non* para iniciar la construcción, puesta en marcha, operación y retiro de servicio de una central nuclear. Esta autorización se obtiene a través de un instrumento legal denominado licencia. En esta sección

se describen las principales evaluaciones de seguridad requeridas por la ARN para la emisión de las distintas licencias.

Actualmente el parque de generación nuclear argentino cuenta con tres centrales nucleares en operación: Central Nuclear Atucha I, Central Nuclear Atucha II y Central Nuclear Embalse, las dos primeras localizadas en la provincia de Buenos Aires y la tercera en la provincia de Córdoba.

Estas centrales nucleares han iniciado su construcción en las décadas del 60, 70 y 80, por lo que las exigencias requeridas para la obtención de la Licencias de Construcción y Puesta en Marcha han sido basadas en la normativa y criterios de diseño vigentes en esa época. En el caso de la Central Nuclear Atucha II, dado que su construcción y puesta en marcha finalizaron en el 2014 y 2015 respectivamente, las bases de licenciamiento originales establecidas en la década del 80 han sido ampliadas y actualizadas a través de una serie de requerimientos regulatorios, como por ejemplo el RQ-26 de la ARN mencionado más adelante. Las bases de licenciamiento son el conjunto de requerimientos regulatorios aplicables a la central nuclear, que puede incluir también acuerdos y compromisos pactados entre el ente regulador y el licenciatario. Estos acuerdos y compromisos se establecen en un “Documento Marco de Licenciamiento”.

En materia de seguridad el ente regulador debe definir e implementar acciones regulatorias tendientes a mantener y/o elevar el nivel de seguridad establecido en las bases de licenciamiento de los reactores nucleares, atendiendo a las recomendaciones internacionales y a la evolución del estado del arte.

En este sentido, luego del inicio de la operación comercial de las centrales nucleares en Argentina, el ente regulador ha emitido diversas normas regulatorias que han ido cambiando, a lo largo del tiempo, los criterios de diseño vinculados a la seguridad nuclear y radiológica de las centrales nucleares. En consecuencia, el licenciatario ha implementado numerosas modificaciones al diseño original de las instalaciones, a fin de adecuar la seguridad de sus instalaciones a las exigencias regulatorias.

### 3.5.1. Licencia de Construcción

La Licencia de Construcción, contemplada en la normativa regulatoria, es un instrumento legal por medio del cual el ente regulador autoriza al solicitante iniciar la construcción de una central nuclear [4].

El ente regulador otorga la Licencia de Construcción cuando considera que se han cumplido de manera satisfactoria las normas regulatorias aplicables al emplazamiento, al diseño de la central y al nivel esperado de seguridad en la operación de la instalación, en base a lo presentado en el documento denominado “Informe Preliminar de Seguridad” (PSAR, *Preliminary Safety Analysis Report*). Este informe se debe elaborar siguiendo estándares internacionales y es uno de los principales requisitos para obtener la Licencia de Construcción.

El proceso de licenciamiento en la etapa de construcción no finaliza con la emisión de la correspondiente licencia. Luego del inicio de la construcción de la central nuclear, el ente regulador verifica el cumplimiento de los términos de la licencia, a través de la supervisión de las obras mediante inspectores residentes en el lugar de la construcción. Paralelamente, el

ente regulador continúa con el análisis de la documentación presentada por el licenciario antes y durante del inicio de la construcción como, por ejemplo, informes relativos a eventuales cambios en el diseño que pudieran surgir en esta etapa.

### 3.5.2. Licencia de Puesta en Marcha

La actividad de licenciamiento comprende además la puesta en marcha de la instalación [4]. Durante esta etapa, se evalúan los resultados de las pruebas preoperacionales realizadas a los efectos de determinar en forma fehaciente que la instalación cumple con las condiciones necesarias para una operación segura y que funcionará conforme a los criterios establecidos en el diseño.

La puesta en marcha se inicia con la verificación de las estructuras, sistemas y componentes para determinar si los mismos cumplen con lo establecido en las bases de diseño. Esta etapa se realiza a diferentes niveles de potencia, en forma ascendente y escalonada, hasta llegar al estado de funcionamiento normal e inclusive se simulan incidentes operacionales previstos para evaluar la respuesta de los sistemas de seguridad.

La Norma AR 3.8.1 requiere en esta instancia que el licenciario constituya un comité *ad-hoc* para la puesta en marcha, integrado por especialistas de reconocida trayectoria en el diseño, construcción, puesta en marcha y operación de reactores nucleares de potencia. Este comité debe evaluar continuamente la ejecución del programa de puesta en marcha y sugerir la continuidad de dicho programa.

Durante la puesta en marcha, el ente regulador evalúa los resultados de las pruebas ejecutadas en las distintas etapas, y realiza la revisión de distinta información relacionada con el programa de puesta en marcha y de los informes parciales presentados por el licenciario.

### 3.5.3. Licencia de Operación

La Licencia de Operación, contemplada en la normativa, es un documento por medio del cual el ente regulador, haciendo uso de sus facultades, autoriza al licenciario a llevar a cabo la operación comercial de la central nuclear (Norma AR 3.9.1).

En general, en Argentina las Licencias de Operación de las centrales nucleares tienen una vigencia de 10 años desde su emisión o hasta alcanzar la vida útil de la instalación fijada en el diseño, lo que suceda primero. Cumplido este plazo, se debe renovar la Licencia de Operación a través de un proceso que incluye diferentes evaluaciones y elaboración de informes técnicos de operación y seguridad nuclear y radiológica.

Para el caso de una central nuclear nueva, una vez culminada la puesta en marcha, se inicia una etapa de interacción entre el licenciario y el ente regulador, cuyo objetivo es el otorgamiento de la Licencia de Operación. En esta etapa el ente regulador realiza pedidos de información, recomendaciones y requerimientos regulatorios a fin de que el solicitante de la Licencia demuestre que la instalación cumple con los criterios definidos en la base de diseño y que funcionará en forma segura.

En lo concerniente a cuestiones de seguridad nuclear y radiológica, el proceso de obtención y/o renovación de la Licencia de Operación incluye, entre otros aspectos, la

realización de una serie de evaluaciones que deben ser volcados en los siguientes documentos:

- Revisión Periódica de Seguridad (RPS)
- Análisis Probabilístico de Seguridad (APS)
- Informe Final de Seguridad (IFS)

El ente regulador fija como requisito obligatorio la actualización de estos documentos para la renovación de la Licencia de Operación. Las evaluaciones presentadas en estos documentos, cuyo objetivo es demostrar el cumplimiento de las bases de licenciamiento de la central, deben elaborarse siguiendo los lineamientos de estándares internacionales.

### *3.5.3.1. Revisión Periódica de Seguridad*

La Revisión Periódica de Seguridad es requerida por el ente regulador en Argentina desde el 2003. En este documento se evalúan una serie de factores de seguridad a fin de identificar las modificaciones o mejoras necesarias para mantener o aumentar el nivel de seguridad nuclear y radiológica de la central durante un determinado periodo de tiempo (generalmente hasta la realización de la próxima RPS o hasta el final de la operación comercial).

Se analiza el grado de apartamiento del nivel de seguridad de la central con las exigencias de la normativa vigente y los estándares internacionales actuales en materia de seguridad. La evaluación debe contemplar, entre otros aspectos, los cambios de diseño implementados, el envejecimiento de las estructuras, sistemas y componentes, la experiencia operativa interna y externa, y el impacto radiológico de la instalación sobre el ambiente.

### *3.5.3.2. Análisis Probabilístico de Seguridad*

El Análisis Probabilístico de Seguridad es una técnica analítica que incorpora diversos aspectos de diseño y operacionales de la central, y cuyo objetivo es evaluar el riesgo radiológico que implica la operación de la central en el público y trabajadores.

El estudio se basa en una metodología probabilística y busca evaluar la incidencia generada por los cambios de diseño, las modificaciones de los sistemas de seguridad, o asociados a ellos, y de los cambios en los programas de mantenimiento y operación en la seguridad nuclear y radiológica de la central. Se evalúa la respuesta de la central frente a la ocurrencia de un conjunto de situaciones accidentales postuladas en la base de diseño y se identifican, en términos probabilísticos, las principales debilidades y fortalezas de la central para hacer frente a dichos accidentes. La base de diseño de la central es el conjunto de condiciones y sucesos que se tienen en cuenta explícitamente en el diseño, de acuerdo con criterios establecidos, de manera que la instalación pueda soportarlos sin exceder los límites autorizados en el funcionamiento previsto de los sistemas de seguridad.

### *3.5.3.3. Informe Final de Seguridad*

El Informe Final de Seguridad es un estudio en el cual se demuestra el grado de seguridad de la instalación, siguiendo para ello lineamientos de estándares internacionales.

Este informe debe incluir una descripción apropiada del emplazamiento y de su entorno, el propósito de la instalación, con el detalle de los principios básicos de seguridad que rigen el diseño; descripción de los sistemas de la instalación, instrumentación, vigilancia, mantenimiento, modo de actuación en situaciones normales y accidentales; aspectos organizacionales y factores humanos, como los requerimientos de formación del personal que realiza tareas de relevancia para la seguridad; programa de garantía de calidad en cuanto al diseño, construcción, puesta en servicio y operación de las estructuras, sistemas y componentes de la central; aspectos radiológicos asociados a la central; especificaciones técnicas de la instalación.

Asimismo, se incluye en el informe un conjunto de estudios determinísticos, mediante los cuales se analiza la evolución de la planta ante la falla de determinados componentes y sistemas de seguridad. Es decir, a diferencia del enfoque probabilísticos que plantea un universo de resultados, los estudios determinísticos suponen condiciones de certeza. En el estudio se postula la falla de uno o varios componentes/s o sistema/s de seguridad y, mediante la utilización de códigos termohidráulicos reconocidos internacionalmente, se realiza una simulación del progreso de variables neutrónicas, térmicas y radiológicas para determinar las consecuencias de dichas fallas.

#### *3.5.3.4. Otra documentación requerida para la obtención de la licencia*

Adicionalmente, se debe presentar la siguiente documentación que, junto con los informes mencionados previamente, conforman la “documentación mandatoria” requerida para el licenciamiento de una central nuclear en Argentina [4].

##### 3.5.3.4.1. Manual de Operaciones

Se describen aquí los procedimientos operativos de la instalación relativos al funcionamiento normal, acciones automáticas y manuales en condiciones anormales de operación, por ejemplo, actuación de sistemas de seguridad, sistema de detección y extinción de incendios, sistema de comunicaciones, alarmas, situaciones accidentales, etc.

##### 3.5.3.4.2. Manual de Políticas y Principios de Operación

Se definen las condiciones limitantes de la operación, requerimientos de vigilancia y/o mantenimiento, limitaciones relacionadas con la configuración de los sistemas de seguridad, etc. Cualquier violación de las condiciones operacionales definidas en este manual debe ser reportada inmediatamente al ente regulador y es pasible de sanción.

##### 3.5.3.4.3. Manual de Mantenimiento

Se detallan los procedimientos relacionados con el programa de mantenimiento, el cual incluye las acciones preventivas y correctivas para asegurar que la confiabilidad y/o la disponibilidad de los sistemas relacionados con la seguridad se mantienen dentro de los niveles previstos por diseño, durante la operación de la instalación.

### 3.5.3.4.4. Códigos de Prácticas

Se describe en detalle el programa de protección radiológica para que toda manipulación de material radiactivo se efectúe de manera segura desde el punto de vista radiológico, incluyendo tanto la operación normal como condiciones anormales de operación. Se detalla el control dosimétrico realizado al personal, el monitoreo de las fuentes de radiación, procedimientos para el acceso y salida del personal de zonas controladas y supervisadas, descontaminación de materiales, procedimientos de calibración de dosímetros, etc.

### 3.5.3.4.5. Manual de Capacitación y Entrenamiento del Personal

Se incluye aquí el programa de formación teórico-práctica del personal, cuya exigencia depende de la calificación del trabajador en función de las tareas que debe realizar. Además, para ciertos puestos del organigrama, se prevé un programa de reentrenamiento periódico.

### 3.5.3.4.6. Plan de Emergencias

Contempla la aplicación de medidas para evitar y/o mitigar las posibles consecuencias radiológicas en situaciones accidentales. Las acciones definidas en este documento abarcan varios kilómetros alrededor de una central nuclear. Se detallan las acciones que debe tomar tanto el licenciatarario como las instituciones con jurisdicción en la zona, como el ente regulador, bomberos, defensa civil, gendarmería, etc. Asimismo, se contemplan aspectos de logística, como comunicaciones por diferentes medios, evacuaciones, etc. A fin de evaluar la capacidad de respuesta frente a una emergencia, se debe realizar en forma periódica simulacros en el que deben participar todos los sectores, internos y externos a la central, intervinientes en la gestión de la emergencia.

### 3.5.3.4.7. Manual de Calidad

Se aplica a todas aquellas actividades que involucran a estructuras, sistemas y componentes relacionados con la seguridad durante la fase de operación de la instalación. En términos generales, está compuesto por un manual de garantía de calidad, los procedimientos, instrucciones y planes de ensayo y verificación, donde se describe y controla la calidad de las funciones asignadas a los distintos sectores de la central.

## 3.5.4. Filosofías de Licenciamiento

A nivel mundial se utilizan metodologías probabilísticas y determinísticas en forma complementaria para determinar el grado de seguridad de un reactor nuclear, y las condiciones para el licenciamiento del mismo.

La importancia de estos enfoques depende de la filosofía de regulación de cada país. En Argentina, la Norma AR 3.1.3 establece los criterios de licenciamiento de centrales nucleares en base a la cuantificación del riesgo radiológico mediante una evaluación probabilística.

## 4. PRINCIPIOS DE LA ENERGÍA NUCLEAR Y GENERACIÓN NUCLEOELÉCTRICA EN EL MUNDO

### 4.1. La fisión nuclear

El átomo se define como la partícula más pequeña en que un elemento puede ser dividido sin perder sus propiedades químicas y está constituido principalmente por protones, neutrones y electrones. Los protones y neutrones se encuentran en el núcleo del átomo, mientras que los electrones se distribuyen alrededor del mismo formando una “nube electrónica”.

La cantidad de protones en el núcleo determina el número atómico de un elemento, por lo que conociendo la cantidad de protones es posible determinar la “identidad” del elemento.

Se denominan isótopos de un elemento a aquellos átomos que tienen el mismo número de protones pero que difieren en la cantidad de neutrones.

La fisión nuclear es una reacción en la que el núcleo de un isótopo pesado absorbe un neutrón y se divide en dos o más núcleos de isótopos más ligeros radiactivos denominados productos de fisión.

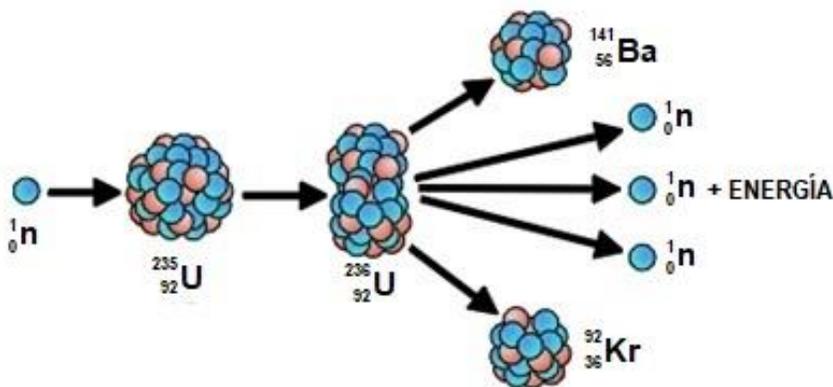


Figura 4-1 Esquema simplificado del proceso de fisión del núcleo de  $\text{U}^{235}$

En el proceso de fisión nuclear intervienen las siguientes etapas [8]:

1. Absorción del neutrón, formando un núcleo compuesto.
2. “Compás de espera” de  $10^{-14}$  a  $10^{-12}$  segundos, ya que la reacción de fisión no es la única posible<sup>1</sup>.
3. Producción de dos o, con menor probabilidad, tres fragmentos más livianos, denominados productos de fisión, con emisión instantánea de radiaciones gamma, beta, antineutrinos y neutrones.

---

<sup>1</sup> Alternativamente, la absorción de un neutrón en un elemento también puede dar lugar a la producción de un isótopo de dicho elemento que, tras la emisión de radiación, puede alcanzar un estado de estabilidad sin generarse la fisión.

De acuerdo a la ecuación de Einstein ( $E = mc^2$ ), existe una diferencia de masa entre el estado inicial y final que se traduce en energía cinética de los productos de fisión y en la emisión de diferentes tipos de radiación.

En cada fisión se generan dos o tres neutrones, dependiendo de la energía del neutrón incidente y de la naturaleza del núcleo que produce la fisión. De estos neutrones, algunos se emiten instantáneamente en la fisión, denominados neutrones instantáneos (*prompt neutrons*), en tanto otros, en una pequeña fracción, son emitidos tiempo después de la fisión y son denominados neutrones retardados (*delayed neutrons*). La fracción de neutrones retardados se designa habitualmente con la letra griega  $\beta$ , y en el caso del uranio 235 su valor es de aproximadamente 0,65%. Si bien la fracción de neutrones retardados es muy pequeña, los mismos juegan un rol sustancial en el control de un reactor nuclear.

Los neutrones se emiten en forma isotrópica, es decir con la misma probabilidad en todas las direcciones, los cuales contienen diferentes niveles de energía que se distribuyen de acuerdo a una función de probabilidad denominada "espectro de fisión". Los neutrones instantáneos tienen un espectro que se ajusta a una distribución de Maxwell, mientras que el espectro de fisión de los neutrones retardados tiene su máximo y su valor medio ubicados a menores energías.

### 4.2. Caracterización de los isótopos

En función de la energía necesaria para producir fisión, los isótopos se clasifican en físiiles y fisionables [8].

Los isótopos físiiles son aquellos que son capaces de producir fisiones con neutrones de baja energía, como por ejemplo el  $U^{235}$ ,  $U^{233}$ , y  $Pu^{239}$ , siendo el  $U^{235}$  el único natural de los tres.

Si para producir fisión se debe superar una barrera umbral de energía, que será aportada por la energía de neutrón incidente, el isótopo es denominado fisionable. Ejemplo de isótopos fisionables son el  $U^{238}$  y el  $Pu^{240}$ .

Finalmente, hay un tercer grupo de isótopos denominados fértiles, los cuales, al capturar un neutrón, dan lugar a la producción de isótopos físiiles. Algunos ejemplos de isótopos fértiles son el  $U^{238}$  y  $Th^{232}$ .

Puesto que no se requiere energía adicional para producir fisión y que se encuentra disponible en la naturaleza, el  $U^{235}$  es un material de gran aplicación en reactores térmicos, es decir en reactores nucleares donde las fisiones son inducidas por neutrones de baja energía y en equilibrio termodinámico con el medio. Es fundamental entonces lograr una eficiente reducción de la energía de los neutrones, lo cual se consigue mediante la utilización de materiales livianos denominados moderadores.

### 4.3. El reactor nuclear

Un reactor nuclear es un sistema en el cual se genera energía térmica por efecto de la fisión de isótopos pesados en forma controlada y segura. Un reactor nuclear no es otra cosa que una caldera con combustible no convencional. Sus sistemas auxiliares pueden ser

tratados con métodos convencionales mientras que el sistema nuclear requiere tratamientos particulares.

El reactor tiene en su interior una configuración apropiada de material físil o fisionable, en general formando una matriz con otros elementos. Algunos ejemplos de este tipo de materiales son el óxido de uranio, siliciuro de uranio, compuestos con aluminio, compuestos con carbono, soluciones líquidas de ácido o uranio metálico. Estas matrices que se encuentran dispuestas en una determinada configuración se denominan elementos combustibles. El conjunto de elementos combustibles junto con los elementos estructurales y de control de la reacción nuclear conforman el núcleo del reactor.

Como se mencionó anteriormente, en una fisión nuclear un isótopo pesado se divide en dos isotopos más livianos denominados productos de fisión. Estos productos de fisión son radiactivos, por lo que es necesario envainar la matriz combustible en un material resistente a la acción química del combustible propiamente dicho, a la corrosión por acción del refrigerante, y debe tener suficiente resistencia estructural para que la configuración del núcleo sea mecánicamente estable.

El calor generado por la fisión debe ser removido del núcleo para su posterior conversión en energía eléctrica. La insuficiente refrigeración del núcleo ocasionaría el daño estructural de sus componentes. Como refrigerante se utiliza agua en la mayoría de los casos, aunque también existen reactores refrigerados con gas o metales líquidos (sodio y plomo). Si la potencia es relativamente baja, mediante configuraciones apropiadas resulta suficiente la refrigeración por convección natural, de lo contrario es necesario bombear el refrigerante a través del circuito.

Un concepto de vital relevancia para la operación de los reactores nucleares es la reactividad, la cual es una medida de la tendencia a la generación de nuevas fisiones. Es decir, cuanto mayor es el valor positivo de la reactividad, mayor será la velocidad de crecimiento del número de fisiones, mientras que valores negativos indican que el número de fisiones disminuye en el tiempo. Cuando el reactor se encuentra en operación a potencia en estado estacionario la reactividad es igual a cero, permaneciendo la cantidad de fisiones constante en el tiempo. El valor de la reactividad depende tanto de las características de diseño (naturaleza y el enriquecimiento del combustible, configuración del núcleo, características del moderador, etc.) como de las variables de proceso (temperatura del moderador, refrigerante y combustible, fracción de vacío en el núcleo, etc.). El ajuste de la reactividad en un reactor nuclear se realiza mediante la utilización de sistemas de control constituidos por elementos que absorben neutrones. El apagado de reactor consiste en la inserción de reactividad negativa en el núcleo del reactor, dando como resultado la extinción de un gran porcentaje de las fisiones y, por consiguiente, la disminución de la generación de energía [8].

### 4.3.1. Diferencia entre reactores nucleares y centrales térmicas convencionales

A diferencia de otras fuentes de generación de electricidad, los reactores nucleares pueden generar energía en forma estable a lo largo del tiempo, como una propiedad emergente de los materiales y de la geometría en el núcleo del reactor.

En las centrales térmicas convencionales, la generación de energía se produce a partir del mezclado del combustible fósil con un agente oxidante en una cámara de combustión, mientras que en los reactores nucleares la energía se genera a partir de la fisión de un isótopo físil. La energía de fisión de un núcleo de  $U^{235}$  es del orden de 200 MeV, mientras que la energía liberada en la oxidación de un átomo de carbono es de 15 eV. Es decir, en términos energéticos, la fisión de un átomo de  $U^{235}$  equivale a la combustión de 13 millones de átomos de carbono.

Otra diferencia importante está relacionada con las acciones operativas requeridas para variar la potencia de generación en cada central. En este sentido, el aumento de potencia en un ciclo combinado requiere aumentar los caudales de combustible y comburente, y el correspondiente volumen de la cámara de combustión, mientras que en los reactores nucleares<sup>2</sup> todo el combustible necesario para la operación durante un largo periodo de tiempo se encuentra dentro del núcleo del reactor.

En los reactores nucleares la cantidad de energía que se puede extraer del núcleo está determinada por la cantidad de combustible alojado en el núcleo, sin embargo, la potencia que se obtiene del reactor está definida por su diseño térmico y neutrónico, y el aumento de potencia disminuye el tiempo entre recambio de combustibles.

La potencia máxima de las centrales nucleares está limitada por la integridad de los materiales utilizados. Actualmente, en general las temperaturas y presiones que se alcanzan en centrales convencionales son superiores a las de las centrales nucleares.

En una central nuclear los equipos e instalaciones dedicados a la generación de energía eléctrica a partir del vapor proveniente del núcleo no difieren mucho de los utilizados en una central térmica convencional.

Cuando el reactor se encuentra operando en estado estacionario, en cada instante se remueve del núcleo toda la energía generada tanto por las fisiones como por el decaimiento de los productos de fisión. Cuando el reactor se apaga se anula la generación instantánea de energía, ya que se extingue la reacción en cadena, pero se sigue generando energía debido a las emisiones retardadas gamma y beta de los productos de fisión. En este sentido, se demuestra que inmediatamente luego del apagado del reactor la potencia térmica originada por el decaimiento de los productos de fisión representa aproximadamente un 7% de la potencia generada en el reactor previo al apagado. Esta potencia de decaimiento disminuye en forma exponencial con el tiempo. Por lo tanto, a diferencia de los procesos de combustión, en un reactor nuclear se debe garantizar refrigeración y blindaje del núcleo aún después de producido el apagado del mismo.

Asimismo, como consecuencia de la potencia de decaimiento, la refrigeración de los elementos combustibles debe mantenerse incluso luego de ser retirados del reactor. En este sentido, tras la extracción de los elementos combustibles del reactor, los mismos son almacenados en piletas que contienen agua, comúnmente denominadas piletas de decaimiento, las cuales tienen asociado un circuito de refrigeración con equipos de bombeo. Puesto que la potencia de decaimiento disminuye exponencialmente con el tiempo, luego de un determinado periodo de permanencia en las piletas de decaimiento, es posible almacenar

---

<sup>2</sup> Específicamente los que realizan el recambio de combustible con la central fuera de servicio.

los elementos combustibles en seco, refrigerándolos con el aire del ambiente sin necesidad de utilizar equipos que requieren el suministro de energía para su funcionamiento, debiendo mantenerse siempre la estanqueidad del material radiactivo y los niveles de radiación permitidos. En general la variable que determina la viabilidad del almacenamiento en seco es la potencia de decaimiento ya que, por debajo de un determinado valor, es posible efectuar la refrigeración mediante la convección natural del aire circundante.

### 4.3.2. Tecnologías de reactores nucleares para la generación nucleoelectrónica

Las tecnologías de generación nucleoelectrónica que se describen a continuación corresponden a los denominados reactores térmicos, dado que éstos son los reactores comerciales de mayor utilización a nivel mundial [10].

A diferencia de los reactores rápidos que utilizan neutrones de elevada energía para producir fisiones, los reactores térmicos requieren contar con un moderador para disminuir la energía de los neutrones.

#### **PWR**

El PWR (*Pressurized Water Reactor*) es el tipo de reactor nuclear más utilizado mundialmente para la generación comercial de energía eléctrica a partir de fuentes nucleares. Su principal característica es el uso de agua sometida a alta presión en el circuito primario para evitar que la misma alcance su temperatura de ebullición.

El reactor de agua a presión utiliza dióxido de uranio enriquecido<sup>3</sup> como combustible y es refrigerado y moderado por agua liviana en fase líquida a alta presión. El núcleo del reactor, los elementos de control y el moderador se encuentran alojados en el interior del recipiente de presión, denominado usualmente vasija del reactor. En este tipo de reactores, el recambio de los elementos combustibles se realiza con la planta estando fuera de servicio.

Los reactores PWR cuentan con dos circuitos hidráulicamente separados denominados primario y secundario. El agua del circuito primario se encuentra en contacto directo con el núcleo del reactor y se mantiene en estado líquido debido a la presión ejercida por un gran componente denominado presurizador. El agua del circuito primario es impulsada por bombas centrífugas y atraviesa el núcleo del reactor para remover el calor generado por las fisiones, transfiriendo luego este calor en unos o varios intercambiadores, denominados generadores de vapor, al agua del circuito secundario que se encuentra a menor presión.

Esta diferencia de presión hace posible que el agua del circuito secundario alcance la ebullición en el lado externo a los tubos de los generadores de vapor, produciendo vapor que se conduce a la turbina donde se expande para hacerla girar a gran velocidad. El giro de la turbina se transmite al generador eléctrico, que es el componente en el que se produce la electricidad.

Como se esquematiza en la Figura 4-2, todo el circuito de refrigeración de agua del núcleo se encuentra dentro de un edificio o contención que se diseña para soportar los accidentes esperables en el reactor.

---

<sup>3</sup> 3-4% de U<sup>235</sup>

El vapor que sale de la turbina debe ser condensado para su retorno al generador de vapor, completando así el ciclo termodinámico. Esta condensación se realiza mediante un tercer circuito exterior de refrigeración que utiliza un gran caudal de agua fría proveniente de un lago, río, mar o torre de enfriamiento. El agua fría, que circula por el interior de los tubos del circuito de refrigeración, se calienta a su paso por el condensador mientras que el vapor, que fluye por el exterior de los tubos, se condensa a baja presión.

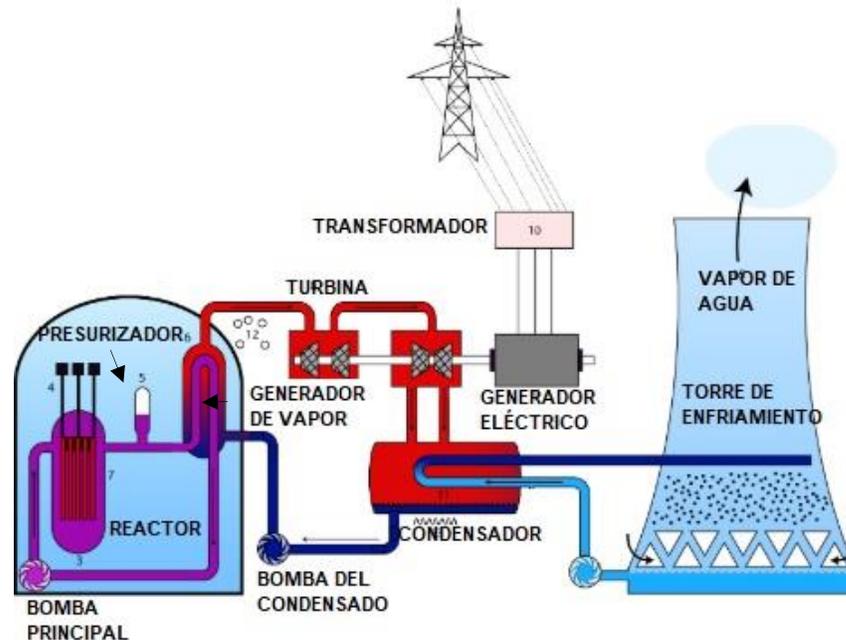


Figura 4-2 Esquema de una central nuclear del tipo PWR

### PHWR

Los reactores PHWR (*Pressurized Heavy Water Reactor*) son similares a los PWR, pero utilizan agua pesada como refrigerante y moderador, y uranio natural<sup>4</sup> o ligeramente enriquecido como combustible. El enriquecimiento consiste en elevar la composición isotópica de un elemento fisible por encima de la presente en la naturaleza (en el caso del uranio, se incrementa la proporción del isótopo  $U^{235}$ ).

A diferencia del PWR, en los reactores PHWR se realiza el cambio de los elementos combustibles con la planta en operación a potencia, es decir con el reactor a crítico. Al momento de la redacción de esta tesis, las tres centrales nucleares en operación emplazadas en Argentina son de este tipo. En la Figura 4-3 se muestra un esquema del reactor PHWR del tipo CANDU (*Canada Deuterium Uranium*). Debe señalarse, que a diferencia del PWR y de otros PHWR, los reactores CANDU no cuentan con un recipiente de presión, sino con tubos de presión dentro de los cuales se encuentran los elementos combustibles y el refrigerante en circulación. A su vez, el moderador y los tubos de presión están contenidos en un gran recipiente horizontal denominado "calandria", cuya presión interna es levemente superior a la atmosférica.

---

<sup>4</sup> 0,72 %  $U^{235}$

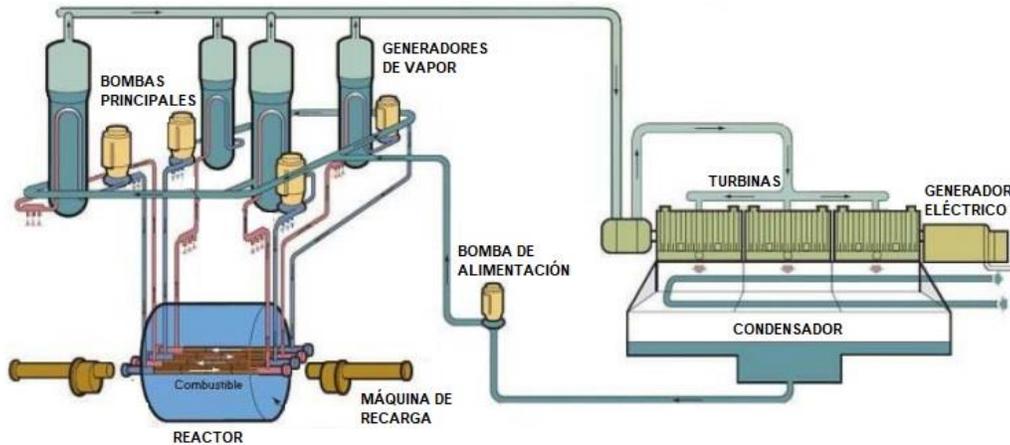


Figura 4-3 Esquema de una central nuclear PHWR del tipo CANDU

### BWR

El BWR (*Boiling Water Reactor*) se trata del segundo tipo de reactor más utilizados en el mundo para la generación comercial de energía eléctrica a partir de fuentes nucleares.

Este reactor emplea dióxido de uranio enriquecido como combustible, y agua liviana como moderador y refrigerante. Tal como se ilustra en la Figura 4-4, la principal característica es que la ebullición del agua liviana tiene lugar en el interior del núcleo. El vapor producido se separa del caudal de agua refrigerante por medio de separadores y secadores, y luego se dirige a la turbina que acciona un generador para producir energía eléctrica.

El vapor de salida de la turbina se conduce a un condensador, donde se produce su condensación para ser retornado nuevamente al reactor por medio de una bomba hidráulica, cerrando de esta manera el ciclo termodinámico.

La principal desventaja de esta tecnología es que cualquier fuga de combustible en el núcleo originaría un aumento de actividad que alcanzaría a la turbina y al resto del circuito.

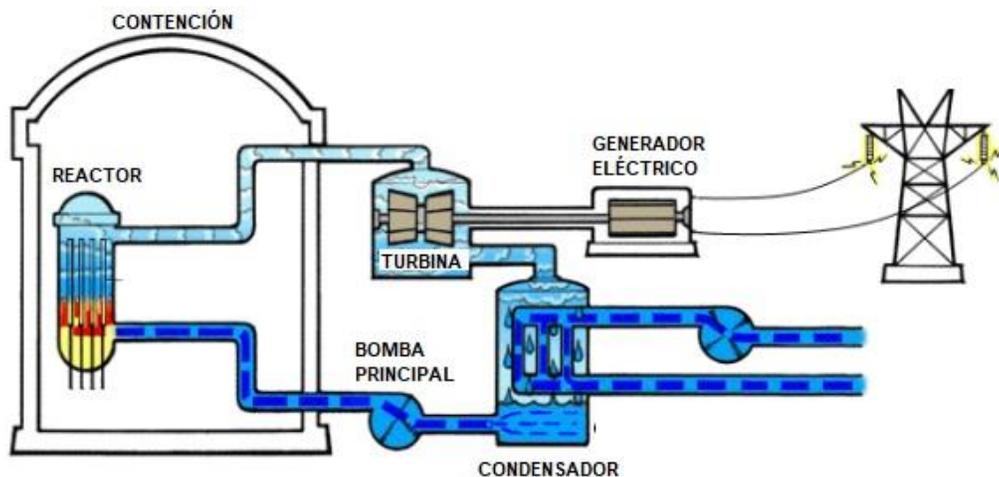


Figura 4-4 Esquema de una central nuclear del tipo BWR

Dado que las unidades de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi corresponden a esta tecnología, en el capítulo 7 se brinda mayor detalle de su funcionamiento.

### AGR

EL AGR (*Advanced Gas Reactor*) representa cerca del 3% de los reactores que se encuentran en operación a nivel mundial.

Se caracterizan por utilizar uranio como combustible, dióxido de carbono como refrigerante y grafito como moderador. Estos reactores operan a temperaturas muy elevadas a fin de obtener altas eficiencias térmicas, esto hace que se use uranio débilmente enriquecido.

### LWGR

El LWGR (*Light Water Cooled Graphite Moderated Reactor*), también denominado RBMK representa menos del 3% de los reactores que se encuentran en operación a nivel mundial.

Este tipo de reactores cuenta con canales de combustibles individuales que utilizan grafito como moderador y son refrigerados por agua a presión. También es conocido como el reactor de agua liviana de grafito (LEGR). Además de la generación de energía eléctrica, esta tecnología tiene el propósito de producir plutonio, el cual es utilizado como material combustible en reactores nucleares. Al igual que los otros reactores, utiliza uranio enriquecido como combustible.

## 4.4. Centrales Nucleares en Argentina

Actualmente el país cuenta con tres centrales nucleares en operación, siendo Nucleoeléctrica Argentina (NA-SA) la compañía licenciataria y operadora de las mismas. Se describe a continuación las principales características de estas instalaciones [9].

### 4.4.1. Central Nuclear Atucha I

La Central Nuclear Atucha I aporta energía al parque de generación eléctrica argentino desde 1974 y es la primera central nuclear de América Latina. Está situada a 100 km de la Ciudad Autónoma de Buenos Aires, en la localidad de Lima, partido de Zárate.

La central es refrigerada y moderada con agua pesada y pertenece al tipo de reactores PHWR (reactor presurizado de agua pesada). El núcleo del reactor está compuesto por 252 canales refrigerantes, dentro de los cuales se alojan los elementos combustibles en forma de pastillas de dióxido de uranio sinterizadas. La recarga del combustible se realiza con la central en operación.

La construcción de esta central se inició en junio de 1968 y se trató de un proyecto de "llave en mano" ejecutado por la compañía alemana KWU-Siemens.

Actualmente cuenta con una potencia eléctrica bruta de 362 MWe y utiliza como combustible uranio levemente enriquecido al 0,85 %.

El reactor de la Central Nuclear Atucha I alcanzó por primera vez la criticidad el 13 de enero de 1974, se sincronizó a la red eléctrica el 19 de marzo de 1974, inició su operación comercial el 24 de junio de 1974 y alcanzó su máxima potencia a fines de ese mismo año.

### 4.4.2. Central Nuclear Atucha II

La Central Nuclear Atucha II se encuentra localizada en el complejo donde se sitúa la Central Nuclear Atucha I. Fue diseñada por KWU-Siemens, con la participación de la firma Empresa Nuclear Argentina de Centrales Eléctricas (ENACE) como ingeniero y arquitecto al momento que comenzó el proyecto. Tras casi 25 años de atrasos y paralizaciones parcial y total del proyecto, en el 2006 se retomaron las obras de la Central Nuclear Atucha II, siendo NA-SA el ingeniero y arquitecto de la misma, dado que el diseñador original había dejado de existir varios años antes del reinicio de las obras.

El reactor es del tipo de recipiente de presión, utiliza uranio natural como combustible y es refrigerado y moderado con agua pesada. Posee una potencia bruta de 745 MWe y una potencia neta de 692 MWe.

La Licencia de Construcción de esta central se emitió el 14 de julio de 1981 y alcanzó su primera criticidad el 3 de junio de 2014. El 26 de mayo del 2016 inició su operación comercial.

### 4.4.3. Central Nuclear Embalse

La Central Nuclear Embalse es, en orden cronológico, la segunda central en construirse en Argentina. Se encuentra situada en la costa sur del Embalse del Río Tercero, provincia de Córdoba, a 665 m sobre el nivel del mar. La central se encuentra a 110 km al sudoeste de la ciudad de Córdoba y a aproximadamente 700 km de la Ciudad Autónoma de Buenos Aires.

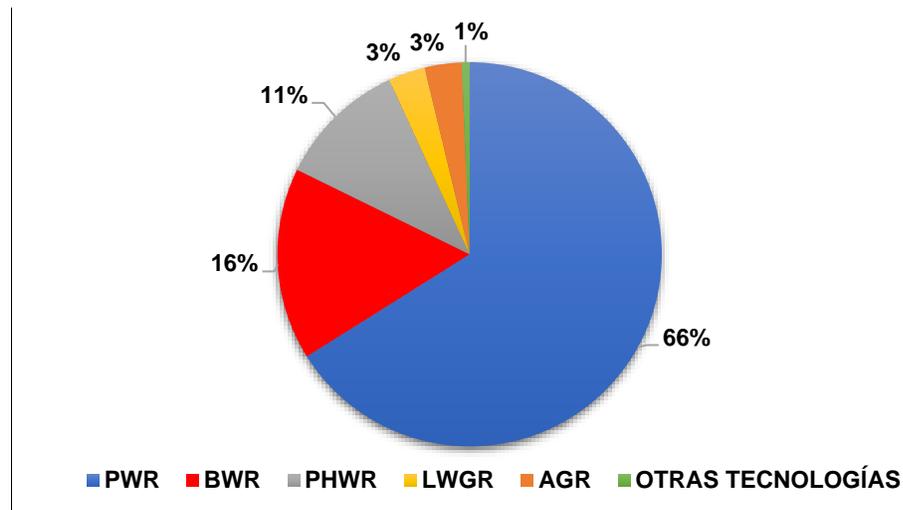
La Central Nuclear Embalse es del tipo CANDU (*Canadian Deuterium Uranium*), pertenece al tipo de centrales de tubos de presión que utiliza como combustible uranio natural y su refrigerante y moderador es agua pesada. El recambio de elementos combustibles se realiza con la central en operación a potencia. La potencia bruta actual de la central es de 656 MWe y aporta al Mercado Eléctrico Mayorista 608 MWe de potencia.

La construcción de esta central comenzó en mayo de 1974. El 13 de marzo de 1983 el reactor de la CNE alcanzó por primera vez el estado crítico. El 25 de abril de 1983 se efectuó la primera sincronización a la red eléctrica nacional, iniciándose el suministro comercial de energía el 20 de enero de 1984. Debe señalarse que entre el 2015 y 2019 la planta fue sometida a un proceso de *revamping*, mediante el cual se extendió su vida útil por 30 años más. El 28 de agosto de 2019 la central comenzó su segundo ciclo de operación comercial.

## 4.5. Estado actual de la generación nucleoelectrónica a nivel mundial

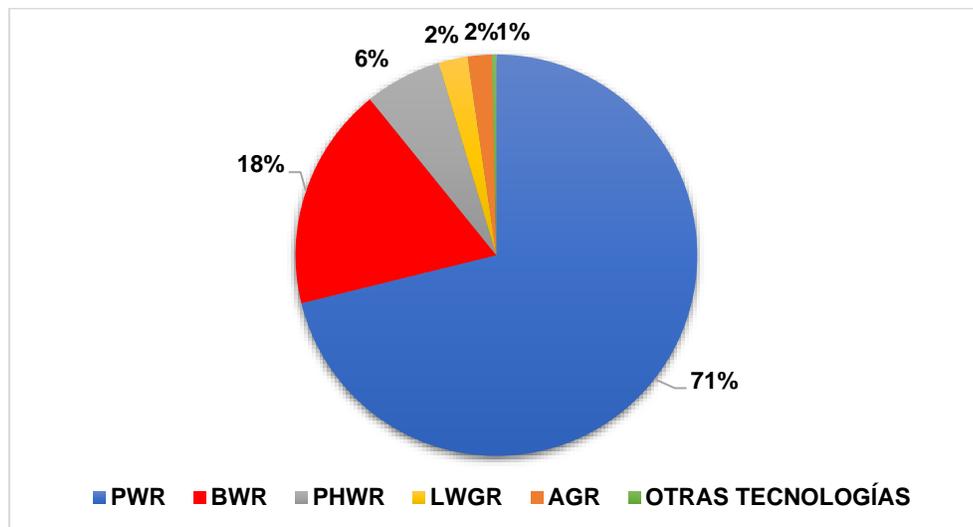
Al 2020 se cuenta a nivel mundial con 451 reactores nucleares en operación que totalizan una capacidad instalada de 396 GWe, mientras que 55 reactores nucleares se encuentran en construcción y 187 han sido desmantelados [11].

En el siguiente gráfico se muestra la participación de las diferentes tecnologías, descritas en la sección 4.3.2, en el parque de generación nucleoelectrónica mundial. Se observa que la tecnología más empleada es el PWR con un 66%, seguida por el BWR con un 16%, mientras que la tecnología de agua pesada, disponible en Argentina, apenas representa el 11%.



**Figura 4-5** Contribución porcentual de las distintas tecnologías de reactores nucleares al parque de generación nuclear. Fuente: Elaboración propia en base a datos del OIEA, consultados en junio de 2020.

Asimismo, en el siguiente gráfico se muestra el aporte de cada tecnología a la capacidad nuclear instalada a nivel mundial, observándose que los reactores PWR representan el 71%, seguidos de los BWR y PHWR con una participación del 18% y 6% respectivamente.

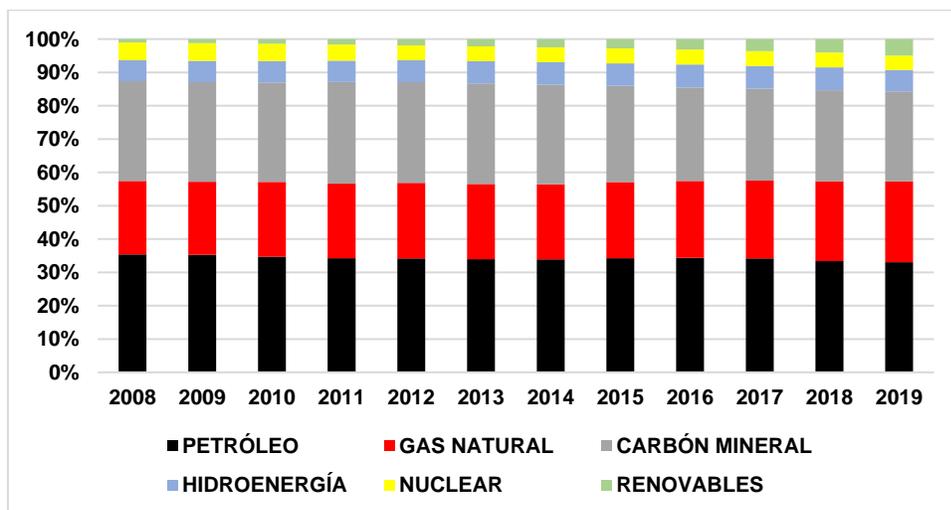


**Figura 4-6** Contribución de las distintas tecnologías de reactores nucleares a la capacidad nuclear instalada mundial. Fuente: Elaboración propia en base a datos del OIEA, consultados en junio de 2020.

Respecto de los reactores que se encuentran actualmente en construcción, más del 80% son del tipo PWR [11], razón por la cual la participación de esta tecnología, tanto en cantidad como en potencia instalada, en el parque nucleoelectrico mundial será aún mayor en los próximos años.

### 4.6. Matriz energética mundial y nacional

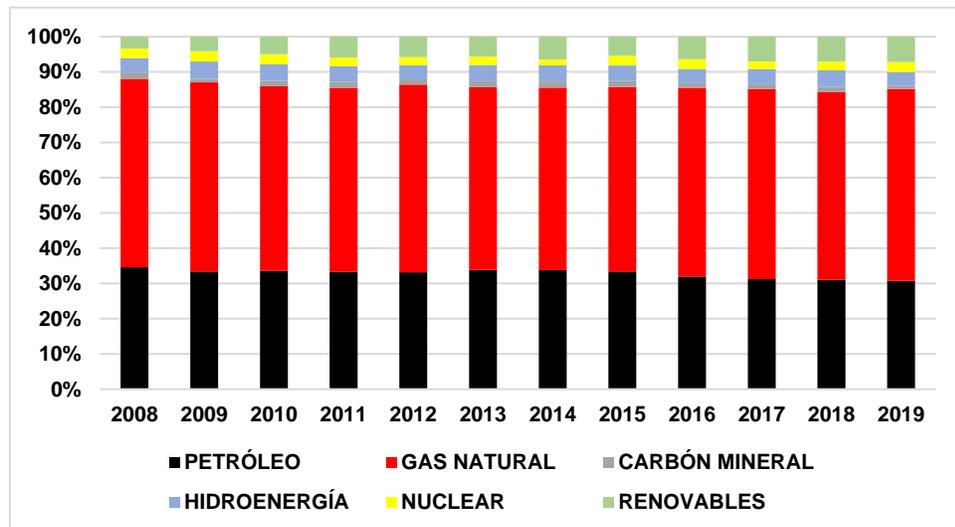
En el siguiente gráfico se muestra la evolución de la matriz energética mundial por fuentes primarias, que son aquellas que se obtienen de la naturaleza y que no han sufrido ningún proceso de transformación, en el periodo 2008-2019 [12]:



**Figura 4-7** Evolución de la participación de las distintas fuentes primaria de energía en el mundo en el periodo 2008-2019. Fuente: Elaboración propia en base a datos de *BP Statistical Review of World Energy*, consultados en junio de 2020.

Se observa en el gráfico anterior que en el 2019 la matriz energética mundial estuvo conformada por 84,32% de hidrocarburos (33,06% de petróleo, 27,04% de carbón mineral y 24,22% de gas natural), 6,45% de hidroenergía, 4,96% de energías renovables, mientras que la contribución de la energía nuclear fue del 4,27%.

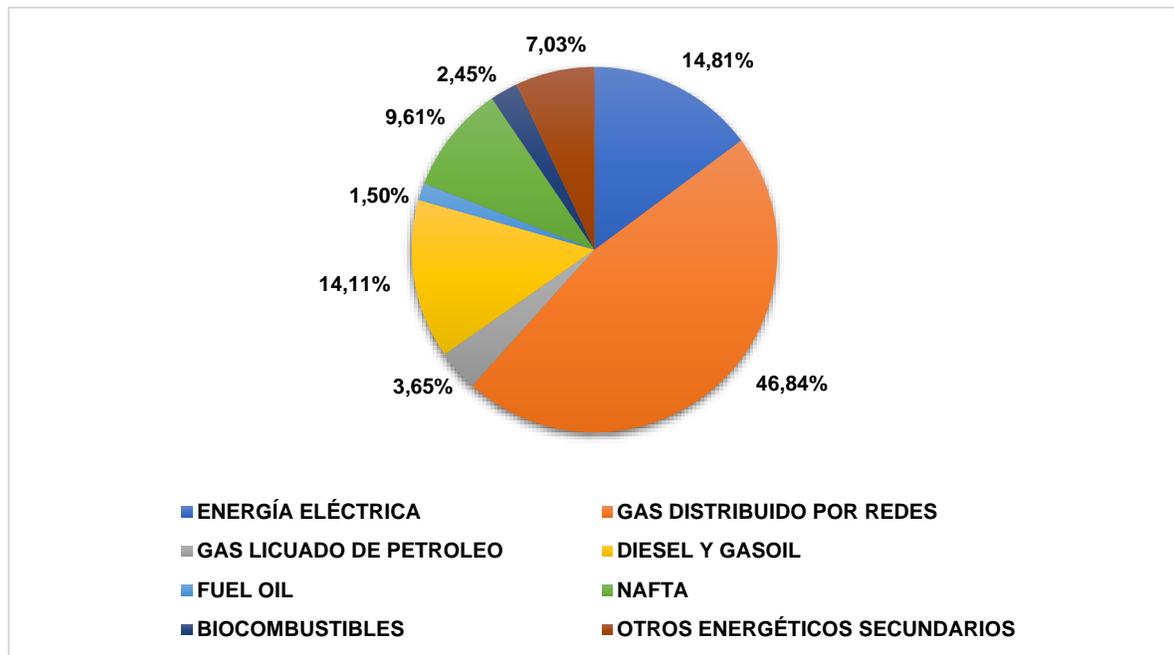
En el siguiente gráfico se muestra la evolución del aporte de las diferentes fuentes de energía primaria en la matriz energética nacional para el periodo 2008-2019.



**Figura 4-8** Evolución de la participación de las distintas fuentes primaria de energía en Argentina en el periodo 2008-2019. Fuente: Elaboración propia en base a los datos de la Secretaría de Energía de la Nación, consultados en junio de 2020.

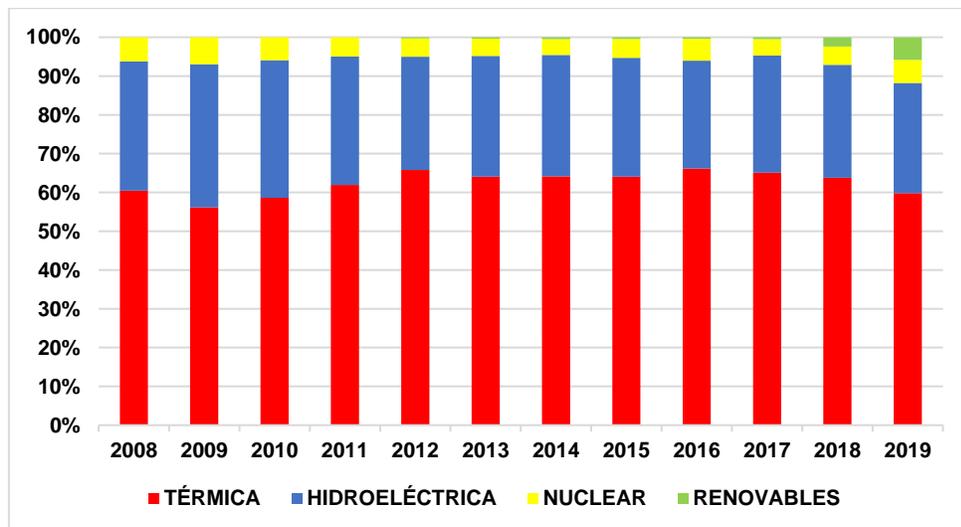
En Argentina también se observa una importante dependencia de hidrocarburos. En el 2019 la oferta interna de energía por fuentes primarias en el país se encontraba conformada en un 86,10% por hidrocarburos (54,48% gas natural, 30,72% petróleo y 0,91% carbón mineral), 3,89% de hidroenergía, 7,16% de energías renovables, mientras que la contribución de la energía nuclear fue del 2,85%.

En la matriz por fuentes secundarias de energía (Figura 4-9), que son productos energéticos que no pueden ser obtenidos en la naturaleza y, por consiguiente, son resultado de la manipulación del hombre en centros industriales de transformación (centrales eléctricas, refinerías, fraccionadoras de gas, etc), en el 2019 el gas distribuido por redes participó con 46,84%, el diesel y gasoil con 14,11%, la energía eléctrica con 14,81%, las naftas con 9,61%, el fuel oil con 1,50%, el gas licuado de petróleo con 3,65%, los biocombustibles con 2,45% y 7,03% otros energéticos secundarios [13].



**Figura 4-9 Participación de las distintas fuentes de energía secundaria en Argentina en 2019.** Fuente: Elaboración propia en base a los datos de la Secretaría de Energía de la Nación, consultados en junio de 2020.

De estas fuentes de energía secundaria, en Argentina la energía nuclear, como energía primaria, interviene únicamente en la producción de energía eléctrica. En el siguiente gráfico se muestra el aporte de los distintos tipos de generación de energía eléctrica en el periodo 2008-2019 en Argentina:



**Figura 4-10 Generación de energía eléctrica por tecnología en el periodo 2008-2019.** Fuente: Elaboración propia en base a los datos de CAMMESA, consultados en junio de 2020.

Considerando que las centrales térmicas queman casi en su totalidad combustibles fósiles<sup>5</sup>, en el gráfico anterior se observa la alta dependencia de estos combustibles en la generación de energía eléctrica.

### 4.7. Generaciones de reactores nucleares

De acuerdo a una serie de atributos, los diseños de los reactores nucleares se clasifican en generación I, II, III, III+ y IV [15].

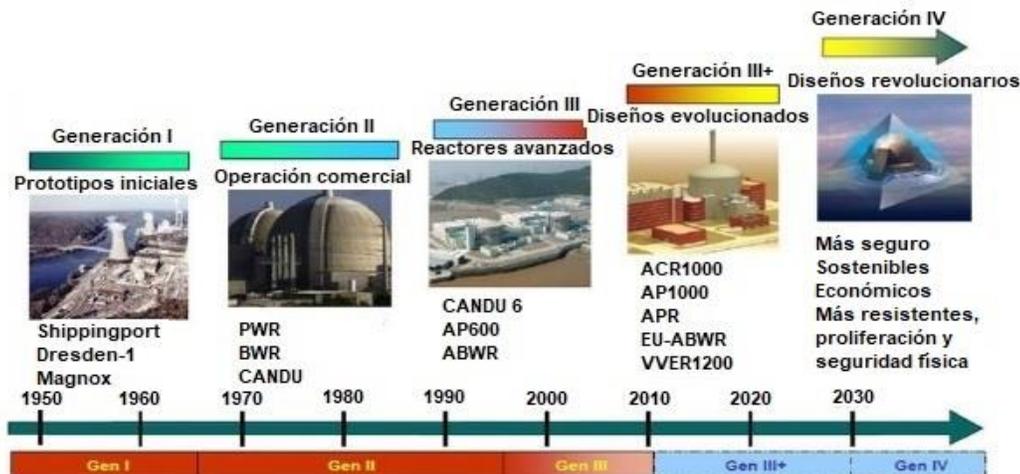


Figura 4-11 Generaciones de reactores nucleares

Los principales atributos considerados para la clasificación son:

- **Rentabilidad:** desde la perspectiva del consumidor, una unidad de energía eléctrica generada por fuentes nucleares es idéntica a la generada por otras fuentes de energía. Por lo tanto, la energía nuclear debe ser económicamente competitiva. El traslado de los costos del ciclo de vida a los consumidores ha demostrado estar lejos de ser un aspecto trivial, y es uno de los elementos más controvertidos en la discusión de las tecnologías energéticas de la competencia.
- **Seguridad nuclear (*safety*):** Varios diseños incorporan características pasivas para garantizar el funcionamiento seguro de los reactores nucleares, en comparación con los sistemas de seguridad activos que requieren la intervención del operador y el suministro de energía para su funcionamiento.
- **Seguridad física (*security*) y no proliferación:** los diseños de reactores nucleares deben minimizar los riesgos de robo de material sensible y terrorismo nuclear.
- **Ciclo del combustible:** los detalles del ciclo de combustible de un reactor son elementos críticos para determinar los niveles de riesgo para la seguridad nuclear y física.

#### Generación I

<sup>5</sup> En el 2018 los biocombustibles apenas contribuyeron al 0,45% de la generación térmica

La Generación I se refiere a los primeros reactores de potencia con fines comerciales. Consiste en los primeros prototipos de reactores de las décadas del 50 y 60, como Shippingport (1957-1982) en Pensilvania, Dresden-1 (1960-1978) en Illinois y Calder Hall-1 (1956-2003) en el Reino Unido.

Estos reactores generalmente funcionaban a niveles de potencia que eran “prueba de concepto”. El último reactor nuclear de esta generación operativo fue la Central Nuclear de Wylfa del Reino Unido, desmantelada en el 2015.

### *Generación II*

Se refiere a una clase de reactores comerciales diseñados con criterios económicos y de confiabilidad en la operación. Los reactores de Generación II incluyen reactores de agua a presión (PWR), reactores presurizados de agua pesada (PHWR), reactores de agua en ebullición (BWR), reactores avanzados refrigerados por gas (AGR) y reactores de diseño ruso (VVER).

Los reactores de Generación II comenzaron a funcionar a fines de la década del 60 y comprenden la mayor parte de los reactores en operación del mundo. El diseño de estos reactores incluye características de seguridad activa tradicionales que requieren señales eléctricas para iniciar su operación y, en muchos casos, pueden ser iniciados en forma manual por el operador. Algunos de los sistemas funcionan de manera pasiva (por ejemplo, válvulas de alivio de presión) y no requieren de la intervención del operador o de señales externas para su actuación.

Estos diseños requieren redes eléctricas relativamente grandes, y generan grandes cantidades de combustible gastado que requieren su disposición final en depósitos de residuos de alto nivel o reprocesamiento como parte de un ciclo de combustible parcial o totalmente cerrado.

Los aspectos económicos de los reactores de Generación II existentes y de los que están en construcción o en etapa de planificación aún son favorables y competitivos. Debe señalarse que los tres reactores nucleares de potencia emplazados en Argentina son de Generación II.

### *Generación III*

Los reactores nucleares de Generación III son esencialmente reactores de Generación II con importantes mejoras acorde al estado del arte de la tecnología nuclear. Estas mejoras se relacionan con las áreas de tecnología de combustible, eficiencia térmica, diseños modulares, sistemas de seguridad (especialmente uso de sistemas pasivos en lugar de activos) y diseño estandarizado. Las mejoras en la tecnología de reactores de Generación II han tenido como objetivo alargar la vida útil de la central, típicamente hasta 60 años de operación.

El PWR avanzado de 600 MW de Westinghouse (AP-600) fue uno de los primeros diseños de reactores Generación III. Paralelamente, General Electric diseñó el reactor avanzado de agua en ebullición (ABWR). La primera de estas unidades inició su operación comercial en Japón en 1996. Además, se incluye en el diseño de reactores de Generación III el CANDU 6 mejorado que fue desarrollado por *Atomic Energy of Canada Limited* (AECL).

### *Generación III+*

Los diseños de reactores III+ son un desarrollo evolucionado de los reactores Generación III, que ofrecen mejoras significativas en la seguridad. Ejemplos de diseños Generación III+ incluyen: VVER-1200/392M, CANDU Avanzado ACR-1000, Reactor Pasivo Avanzado AP1000, Reactor Europeo Presurizado EPR, Reactor Económico Simplificado de Agua en Ebullición, Reactor de Potencia Avanzado APR1400, EU-ABWR, PWR Avanzado APWR, etc.

Quizá la mejora más significativa de los reactores Generación III+, respecto de los diseños de Generación III, es la incorporación de características de seguridad pasiva que no requieren controles activos ni intervención del operador, sino que dependen de la gravedad o la convección natural para mitigar el impacto de eventos anormales.

### *Generación IV*

Conceptualmente, los reactores de Generación IV tienen todas las características de las unidades de Generación III+. Además de generar energía eléctrica, incorporan capacidades adicionales, como la producción de hidrógeno, desalinización del agua, cogeneración de energía, etc., por lo que ofrecen grandes ventajas económicas respecto de las otras generaciones.

Generalmente, los reactores de Generación IV incluyen instalaciones completas de reciclaje de actínidos y de ciclo de combustible en el sitio basadas en opciones avanzadas de procesamiento acuoso, pirometalúrgico u otras opciones de procesamiento en seco.

Se incluyen en la Generación IV de reactores: los reactores térmicos y epitérmicos refrigerados con agua, gas y sal fundida a alta temperatura; los reactores refrigerados por metal líquido; reactores de ondas itinerantes que convierten el material fértil en fisil durante su operación, etc.

## **5. PROTECCIÓN DE LOS EFECTOS NOCIVOS DE LAS RADIACIONES IONIZANTES**

### **5.1. Radiaciones**

Esta expresión se utiliza para denominar diversas formas de propagación de energía mediante fenómenos ondulatorios, ya sea del tipo electromagnético o mediante partículas nucleares. De esta manera, la luz, el sonido y otras no detectables por los sentidos, tales como los rayos X, ondas de radio, etc., constituyen radiaciones que poseen características muy diversas.

Una de las principales características de un haz de radiación es su intensidad, definida como la energía que transporta el haz por unidad de tiempo y unidad de área transversal a su dirección de propagación. Esta propiedad también se denomina densidad de potencia cuya unidad, en el Sistema Internacional de Unidades, es el  $W/m^2$ .

Las radiaciones de naturaleza corpuscular, como las generadas en las reacciones nucleares, transportan su energía a través de las partículas. En este caso, la densidad de potencia está determinada tanto por el número de partículas que atraviesa un área transversal unitaria por unidad de tiempo como por la energía que transporta cada partícula.

Por su parte, en el caso de las radiaciones electromagnéticas, de acuerdo con la interpretación cuántica, la energía total transportada se distribuye en unidades energéticas denominadas cuantos o fotones. La energía de un fotón está asociada a la frecuencia o longitud de onda de la radiación mediante la siguiente expresión [16]:

$$E = h \cdot \nu = h \cdot c \cdot \lambda^{-1}$$

donde,

E	Energía de cada fotón, [J]
h	Constante de Planck; $6,624 \cdot 10^{-34}$ J.s
c	Velocidad de la luz; $3 \cdot 10^8$ m/s
$\nu$	Frecuencia de la radiación; [Hz]
$\lambda$	Longitud de onda de radiación; [m]

La densidad de potencia en el caso de las radiaciones electromagnéticas depende tanto del número de fotones que atraviesa un área imaginaria transversal unitaria por unidad de tiempo como de la energía de los fotones determinada por la expresión anterior.

#### **5.1.1. Radiactividad**

Ciertos isótopos presentes en la naturaleza, o generados artificialmente, son energéticamente inestables y manifiestan un fenómeno denominado radiactividad.

La radiactividad es un fenómeno por el cual los átomos experimentan una desintegración espontánea al azar, normalmente acompañada de la emisión de radiación. La velocidad con que se produce este fenómeno recibe el nombre de actividad y representa el

número de desintegraciones que ocurre por unidad de tiempo en una sustancia radiactiva. La actividad es una propiedad extensiva y depende de la naturaleza de la sustancia radiactiva.

La unidad de actividad en el Sistema Internacional de Unidades es el becquerel (Bq) que equivale a una desintegración por segundo. La antigua unidad de actividad, que aún se sigue empleando, es el curie (Ci) y equivale a  $3,7 \cdot 10^{10}$  Bq. Un Ci se define como la actividad de un gramo de  $\text{Ra}^{226}$ . Las principales emisiones radiactivas se denominan alfa, beta y gamma. Este fenómeno no es controlable ni es posible interrumpirlo externamente.

La actividad de una sustancia radiactiva decae exponencialmente en función del tiempo. En este sentido, una medida muy útil del ritmo con que se produce el decaimiento espontáneo es el tiempo de semidesintegración o periodo, definido como el tiempo transcurrido para que la actividad inicial de un elemento radiactivo se reduzca a la mitad. Este tiempo es característico de cada sustancia radiactiva y puede variar desde algunos segundos hasta miles de millones de años [16].

### 5.1.2. Tipos de radiaciones

Las radiaciones descritas en las secciones anteriores pueden clasificarse en función de la capacidad de las mismas para producir ionización de los átomos con los que interactúan. Esta capacidad depende de la energía asociada a la radiación. De acuerdo a este criterio de clasificación, las radiaciones se clasifican en [16]:

- Radiaciones no ionizantes
- Radiaciones ionizantes

Estas radiaciones son de origen natural (rayos cósmicos, rayos gamma de la tierra, productos de decaimiento del radón en aire, radionucleídos<sup>6</sup> encontrados en alimentos, etc.) y artificial (rayos X en medicina, *fallout* de las pruebas nucleares, descargas de residuos radiactivos de la industria nuclear, rayos gamma industriales, etc.)

#### 5.1.2.1. *Radiaciones no ionizantes*

Este tipo de radiaciones carece de importancia en el estudio de las centrales nucleares. Las radiaciones no ionizantes son radiaciones electromagnéticas cuyos fotones tienen niveles de energía inferiores a los que se requiere para provocar la ionización de los átomos. Como las radiaciones ionizantes, también pueden provocar efectos negativos sobre la salud, pero a través de otros mecanismos.

Se comportan como radiaciones no ionizantes la radiación de la luz, ultravioleta, infrarroja, laser, radiofrecuencia, microondas, y radiaciones de baja frecuencia. En términos de frecuencia y longitud de onda las radiaciones electromagnéticas son ionizantes para longitudes de ondas inferiores a  $10^{-8}$  m o frecuencias superiores a  $10^{17}$  Hz.

---

<sup>6</sup> Los radionucleídos son isótopos inestables que se desintegran emitiendo radiación.

### 5.1.2.2. Radiaciones ionizantes

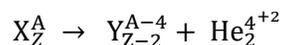
En las centrales nucleares se producen este tipo de radiaciones, por lo que su estudio es de vital importancia para diseñar y evaluar el riesgo generado por dichas instalaciones.

Las radiaciones ionizantes están constituidas por partículas o fotones que transportan suficiente energía como para provocar la ionización de átomos que encuentran a su paso. Poseen capacidad ionizante las siguientes radiaciones: rayos X, emisiones radiactivas alfa, beta, gamma, productos de reacciones nucleares y neutrones. La ionización de átomos de moléculas constitutivas de las células da lugar a reacciones químicas capaces de provocar modificaciones estructurales o funcionales en las células de los seres vivos.

A continuación, se presenta una breve descripción de los diferentes tipos de radiaciones ionizantes [16].

#### 5.1.2.2.1. Radiación alfa

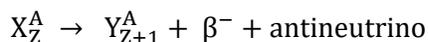
Consiste en una partícula alfa (núcleo de He) energética emitida por el núcleo de un isótopo radiactivo o radionucleído. Este tipo de decaimiento tiene lugar principalmente en elementos pesados.



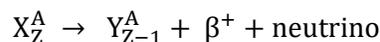
#### 5.1.2.2.2. Radiación beta

Las partículas beta son electrones energéticos de origen nuclear, que pueden tener carga positiva (positrones) o negativa (electrones). Este tipo de decaimiento ocurre en núcleos que tienen exceso de neutrones o protones.

El decaimiento beta negativo, ocurre cuando un neutrón decae a protón, liberando una partícula beta negativa y un antineutrino. Estas partículas no existen en el núcleo antes de la emisión, sino que se producen cuando en un núcleo inestable un neutrón se transforma en un protón de la siguiente manera:



La emisión de partículas beta positiva, corresponde a la conversión de un protón en un neutrón, de manera que se emite este tipo de partícula y un neutrino. Este fenómeno se representa por la siguiente relación:



#### 5.1.2.2.3. Radiación gamma

Consiste en ondas electromagnéticas emitidas desde un núcleo inestable o en reacciones de aniquilación entre materia y antimateria. Son de elevadas frecuencias, por lo que son muy energéticas. Las ondas electromagnéticas tienen una capacidad de penetración muy alta debido a que no producen ionización directa por su ausencia de carga.

La mayoría de los radionucleídos que decaen por emisión beta o alfa, después de haber emitido alguna de estas partículas, quedan en un estado con un nivel de energía mayor que el de su estado base. Este exceso de energía se libera mediante la emisión de radiación gamma.

#### 5.1.2.2.4. Radiación neutrónica

Los neutrones son partículas eléctricamente neutras formados por dos partículas elementales: quark down y un quark up. Además, forman parte fundamental del núcleo atómico, pero cuando se encuentran fuera del núcleo son inestables y decaen por medio de emisión beta negativa.

### 5.2. Efectos biológicos de la radiación

Desde el punto de vista del riesgo generado por las centrales nucleares en las personas y el ambiente, el principal problema es que como consecuencia de las fisiones se generan diferentes tipos de radiaciones, en grandes intensidades, y como resultado se forman productos de fisión altamente radiactivos. Esta radiación puede originar grandes daños biológicos en el ser humano.

Los efectos biológicos de las radiaciones derivan del daño que las mismas producen en la estructura química de las células, principalmente en el ADN, donde se encuentra toda la información necesaria para controlar las funciones.

La radiación puede depositar energía directamente en el ADN (efecto directo) o puede ionizar otras moléculas de la célula, especialmente moléculas de agua, para formar radicales libres que pueden dañar al ADN. Las lesiones que produce la radiación en el ADN son muy diversas, y entre ellas se pueden mencionar la rotura de una o varias bases de las cadenas (roturas simples o dobles), recombinaciones, sustituciones de bases, deleciones, etc. En algunos casos, estos cambios en la estructura del ADN se traducen en aberraciones cromosómicas, lesiones que pueden ser utilizadas como parámetros para la medida de dosis absorbida.

Como consecuencia de la exposición a la radiación, las células pueden sufrir un daño severo que les conducirá a la muerte o bien pueden sufrir daños subletales que, si bien no provocan la muerte de la célula, alteran su composición genética. La respuesta de las células frente a la radiación depende de un gran número de factores físicos, químicos y biológicos. Entre los factores físicos se incluyen la dosis, la tasa de dosis y la calidad de la radiación (LET<sup>7</sup>, *Linear Energy Transfer*). Los factores químicos son sustancias que alteran la radiosensibilidad celular. Dentro de los múltiples factores biológicos que intervienen en la respuesta celular a la radiación se mencionan la fase del ciclo celular en el que se encuentra la célula al momento de la irradiación (es decir, si está en reposo o proliferando) o la eficacia de los mecanismos de reparaciones celulares [17].

---

<sup>7</sup> LET es una medida que expresa la cantidad de energía depositada por unidad de trayectoria recorrida

### 5.2.1. Clasificación de los efectos biológicos

En función de la naturaleza del daño producido por la radiación en las células, los efectos biológicos se clasifican en estocásticos y deterministas.

**Tabla 5-1 Principales características de los efectos estocásticos y deterministas [17].**

	<b>EFFECTOS ESTOCÁSTICOS</b>	<b>EFFECTOS DETERMINISTAS</b>
<b>Mecanismo</b>	Lesión subletal (pocas células)	Lesión letal (muchas células)
<b>Naturaleza</b>	Somática o hereditaria	Somática
<b>Gravedad</b>	Independiente de dosis	Dependiente de dosis
<b>Dosis umbral</b>	NO	SÍ
<b>Relación dosis-efecto</b>	Lineal-cuadrática; lineal	Lineal
<b>Aparición</b>	Tardía	Inmediata o a corto plazo

#### 5.2.1.1. *Efectos estocásticos*

Los efectos estocásticos no producen la muerte celular, sino la modificación del contenido genético de la misma (mutación). Los efectos estocásticos aparecen a dosis moderadas y bajas de radiación, y se manifiestan en el medio-largo plazo. En este caso la aparición de los efectos no requiere alcanzar una dosis umbral y su gravedad no es proporcional a la dosis recibida.

Hoy día se sabe que el efecto estocástico somático de mayor relevancia tras la exposición a dosis bajas de radiación es el desarrollo de cáncer. La transición desde una célula normal a una célula cancerosa es un proceso complejo que implica diversos cambios cuya naturaleza exacta dependerá del tipo de célula, del mecanismo de acción del carcinógeno implicado y del tipo de cáncer que se origine.

Además de inducir cambios en tejidos somáticos, la radiación ionizante puede producir efectos hereditarios en poblaciones irradiadas, a través de la inducción de mutaciones en el ADN de las células germinales. Estas mutaciones, aunque no tienen consecuencia directa en el individuo expuesto, podrían expresarse en generaciones posteriores como desórdenes genéticos de muy diverso tipo y severidad [17].

#### 5.2.1.2. *Efectos deterministas*

En el caso de los efectos deterministas, se produce la muerte de un número elevado de células, originando la pérdida funcional del órgano irradiado. La severidad de los efectos deterministas es proporcional a la dosis de radiación recibida, siempre y cuando ésta sea mayor que la dosis umbral. Los efectos deterministas ocurren como consecuencia de la exposición a altas dosis de radiación y se manifiestan en el medio-corto plazo [17].

**Tabla 5-2 Resumen de las consecuencias, dosis y causas de los principales efectos deterministas [17].**

<b>TEJIDO</b>	<b>EFECTO</b>	<b>PERIODO DE LATENCIA</b>	<b>UMBRAL (Gy)*</b>	<b>CAUSA</b>
Sistema hematopoyético	Infecciones Hemorragias	2 semanas	0,5	Leucopenia Plaquetiopenia
Sistema Inmune	Inmunosupresión	Algunas horas	0,1	Linfopenia
Sistema gastrointestinal	Infección sistémica Deshidratación Desnutrición	1 semana	2	Lesión del epitelio intestinal
Piel	Encamación	3 meses	3	Daño en la capa basal
Pulmón	Neumonía	3 meses	8	Fallos en la barrera alveolar
Cristalino	Cataratas	Mas de un año	0,2	Fallo en la maduración
Tiroides	Deficiencias metabólicas	Menos de un año	5	Hipotiroidismo
Sistema nervioso central	Encefalopatías y mielopatías	Varía según dosis	15	Desmielinización y daño vascular

\* Unidad de dosis absorbida definida en la sección 5.3.3.

### **5.3. Protección Radiológica**

Los efectos biológicos perniciosos de las radiaciones ionizantes, generadas en las centrales nucleares, en los seres humanos y en el ambiente han sido descritos en las secciones previas. Para su prevención y mitigación, es necesario recurrir a la disciplina de la Protección Radiológica, definida como el conjunto de medidas establecidas para la seguridad y protección de los seres humanos y del ambiente frente a los posibles riesgos que se derivan de la exposición a las radiaciones ionizantes.

El objetivo fundamental de la Protección Radiológica es evitar la aparición de efectos deterministas, y limitar la probabilidad de incidencia de los efectos estocásticos (cánceres y defectos hereditarios) hasta valores que se consideran aceptables.

La ICRP define el propósito de la Protección Radiológica como *“La protección de los individuos, sus descendientes y humanidad en su conjunto contra los riesgos que se derivan de las actividades humanas que por las características de los materiales y equipos que utilizan, pueden implicar exposición a radiaciones ionizantes”*.

Alcanzar un nivel adecuado de protección para el ser humano y el medio ambiente, resulta en ocasiones una tarea complicada, ya que se trata de llevarla a cabo sin limitar indebidamente las prácticas que, dando lugar a una exposición a las radiaciones ionizantes, suponen un beneficio para la sociedad [18].

### 5.3.1. Principios fundamentales de la Protección Radiológica

La ICRP incorpora a sus recomendaciones el “Sistema de Limitación de Dosis” (1977) basado en los siguientes tres principios fundamentales [21]:

- Justificación: ninguna práctica con radiaciones ionizantes debe ser autorizada si no existen evidencias de que las mismas producirán, para los individuos o la sociedad, beneficios que compensen el posible detrimento que puedan generar. El concepto que subyace a este principio es que cualquier decisión que altera la situación de exposición a la radiación debería ocasionar más beneficio que daño.
- Optimización: la probabilidad de una exposición, el número de personas expuestas y la magnitud de sus dosis individuales deberán ser mantenidas tan bajas como sea razonablemente posible (ALARA, “*as low as reasonably achievable*”), teniendo en cuenta factores económicos y sociales.
- Limitación de dosis: la dosis total a todo individuo, a causa de fuentes controladas en situaciones de exposición planificada, no debería exceder los límites apropiados especificados por la Comisión. El concepto que subyace a este principio es impedir la ocurrencia de efectos deterministas y limitar la probabilidad de efectos estocásticos.

En las centrales nucleares los principios de justificación y optimización se aplican tanto a situaciones de exposición planificada como de emergencia, mientras que el principio de limitación de dosis se utiliza únicamente para las dosis que se espera que ocurran con certeza como resultado de situaciones de exposición planificada.

### 5.3.2. Métodos para reducir la exposición a la radiación

La Protección Radiológica frente a la irradiación o exposición externa se basa en los siguiente tres factores:

- **Tiempo**: la dosis recibida depende del tiempo de exposición. Cuanto menos tiempo se esté expuesto a la fuente radiactiva, menos dosis se recibirá.
- **Distancia**: a medida que aumenta la distancia a la fuente radiactiva, la exposición disminuye en forma inversa al cuadrado de la distancia.
- **Blindaje**: consiste en interponer un material de determinadas características entre la fuente de radiación y la persona para reducir la exposición.

### 5.3.3. Magnitudes y unidades empleadas

En la Protección Radiológica se define un conjunto de magnitudes y unidades que incluyen conceptos del campo de las radiaciones y de la biología [23].

#### 5.3.3.1. *Dosis Absorbida*

La magnitud fundamental empleada en protección radiológica se denomina Dosis Absorbida o simplemente Dosis, y representa la energía absorbida en un medio por unidad de masa. Se expresa en Gray (Gy) que equivale a 1 J/kg.

La definición de dosis absorbida permite su aplicación a cada punto del volumen irradiado de un material, pero a los fines de la Protección Radiológica, suele ser suficiente conocer la dosis media en cada órgano o tejido.

### 5.3.3.2. Dosis Equivalente

La magnitud de Dosis Absorbida es un concepto estrictamente físico. Sin embargo, a igualdad de dosis involucrada, distintos tipos de radiación pueden provocar efectos biológicos de distinta intensidad. A fin de tener en cuenta este efecto, se define la magnitud de Dosis Equivalente, obtenida a partir de la dosis media en un órgano  $D_T$  y un factor de ponderación  $w_r$  que depende del tipo de radiación (alfa, beta, gamma, etc).

Esta magnitud se expresa en Sievert (Sv) y dimensionalmente es también equivalente a J/kg. Los valores del factor de ponderación  $w_r$  para los distintos tipos de radiación tienen origen en un concepto radiobiológico denominado "Eficiencia Biológica Relativa" asociado con la distribución microscópica de la energía.

$$H_T = D \cdot w_r$$

donde,

$H_T$	Dosis equivalente, [Sv]
$D$	Dosis absorbida; [Sv]
$w_r$	Factor de ponderación de la radiación; [adimensional]

### 5.3.3.3. Dosis Efectiva

Los distintos tejidos y órganos del organismo humano manifiestan diferente radiosensibilidad. Cuando varios órganos son irradiados, cada uno contribuye en distinto grado a la probabilidad de generar efectos nocivos en el organismo.

A fin de tener en cuenta el detrimento total sobre una persona irradiada deben sumarse la dosis equivalente recibidas por cada órgano ponderados por un factor  $w_T$ , que representa la radiosensibilidad relativa del mismo. Esta sumatoria de dosis equivalente en órganos constituye lo que se denomina Dosis Efectiva (E) y se expresa en Sievert (Sv).

$$E = \sum H_T \cdot w_T$$

donde,

$E$	Dosis efectiva [Sv]
$H_T$	Dosis equivalente; [Sv]
$w_T$	Factor de radiosensibilidad del órgano T; [adimensional]

### 5.3.3.4. Contaminación interna

La estimación de las dosis causadas por la incorporación de material radiactivo tiene una metodología propia y diferente a la utilizada en el caso de irradiación externa.

Esta diferencia se debe al hecho de que la fuente, al estar incorporada al organismo, seguirá irradiando a los tejidos hasta que la misma decaiga completamente o sea eliminada. Esto conduce al concepto de dosis integrada por contaminación interna que, conceptualmente, indica la dosis total que se recibe durante un tiempo establecido por una o varias incorporaciones de material radiactivo.

### 5.3.3.4.1. Dosis Efectiva Comprometida

Si los materiales radiactivos se incorporan al organismo, la irradiación interna de los tejidos da lugar a la absorción de dosis a lo largo del tiempo.

El valor total de esa dosis queda definido en el momento de la incorporación de material radiactivo y depende de las características físicas y químicas del radioisótopo, de su metabolismo y de la actividad incorporada. Esta dosis recibe el nombre de Dosis Efectiva Comprometida y se expresa en Sievert (Sv).

### 5.3.3.4.2. Límite Anual de Incorporación (ALI)

El Límite Anual de Incorporación (ALI) representa la actividad de un radionucleído que, incorporada por un trabajador en un año, resulta en una dosis efectiva comprometida a 50 años igual al límite anual propuesto.

### 5.3.3.4.3. Límite Derivado de Concentración en Aire (DAC)

Se define como la concentración de un radionucleído en el aire de un ambiente de trabajo, tal que si un trabajador permanece allí durante 2000 horas incorporará un ALI.

## 5.3.4. Normas regulatorias nacionales de Protección Radiológica

El objetivo de la normativa es limitar el riesgo individual asociado a las exposiciones potenciales a valores del mismo orden de magnitud que el riesgo individual asociado a las exposiciones normales que ocurren corrientemente en las instalaciones o prácticas.

### 5.3.4.1. *Límites de dosis para trabajadores de instalaciones nucleares*

En Argentina, la Norma Regulatoria AR 10.1.1 “Norma Básica de Seguridad Radiológica” de la ARN establece los requisitos y disposiciones en la materia que son consistentes con las recomendaciones de la ICRP (en particular con su publicación N°60). Esta norma establece los criterios básicos para lograr un nivel apropiado de protección de la salud de las personas contra los efectos nocivos de la radiación ionizante y la seguridad de las instalaciones o prácticas que las involucran.

De acuerdo a esta norma, durante la operación normal de una instalación nuclear o la realización de una práctica, ningún individuo debe ser exceptuado a dosis de radiación superiores a los límites establecidos. Estos límites de dosis se aplican a los trabajadores y a

miembros del público. En el caso del público, los límites se aplican a la dosis promedio en el grupo crítico<sup>8</sup>.

Para los trabajadores de una central nuclear el límite de dosis efectiva es de 20 mSv (milisievert) en un año. Este valor debe ser considerado como el promedio en 5 años consecutivos (100 mSv en 5 años), no pudiendo excederse 50 mSv en un único año.

Estos límites de dosis se aplican a la dosis que ha sido comprometida durante un año de trabajo y la manera de verificar el cumplimiento de tales límites es la siguiente:

$$\frac{H_p(0,07)}{L_{D,T}} \leq 1$$
$$\frac{H_p(10)}{20 \text{ mSv}} + \sum_j \frac{I_j}{I_{L,j}} \leq 1$$

donde,

$H_p(0,07)$	Dosis equivalente personal a una profundidad de la piel de 0,07 milímetros integrada en un año.
$H_p(10)$	Dosis equivalente personal a una profundidad de 10 milímetros desde la superficie de la piel, integrada en un año
$L_{D,T}$	Límite de dosis equivalente en piel o cristalino
$I_j$	Incorporación del radionucleído j en un año
$I_{L,j}$	Límite anual de incorporación para el radionucleído j, que resulta de dividir 20 mSv por el factor dosimétrico de dosis efectiva comprometida para trabajadores, por unidad de incorporación de dicho radionucleído.

Para mujeres embarazadas se deben cumplir con la siguiente restricción:

$$\frac{H_p(10)}{2 \text{ mSv}} + \sum_j \frac{20I_j}{I_{L,j}} \leq 1$$

$H_p(10)$	Dosis equivalente personal a una profundidad de 10 milímetros desde la superficie del abdomen, integrada en el periodo de gravidez.
$I_j$	Incorporación del radionucleído j en el periodo de gravidez.
$I_{L,j}$	Límite anual de incorporación para el radionucleído j, que resulta de dividir 20 mSv por el factor dosimétrico de dosis efectiva comprometido para adultos, por unidad de incorporación de dicho radionucleído.

---

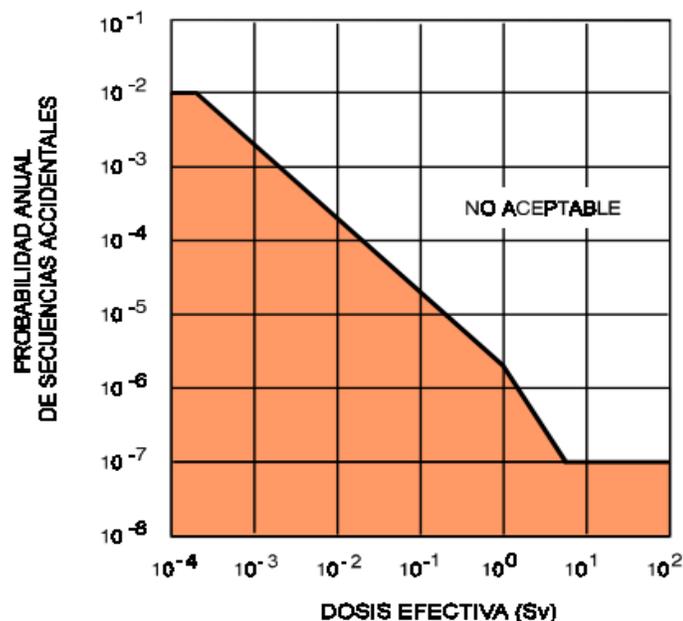
<sup>8</sup> Grupo de la población representativo de los individuos más expuestos y homogéneo en cuanto a los parámetros que influyen en las dosis recibidas, durante la operación normal o en caso de accidentes en una instalación o practica no rutinaria.

### 5.3.4.2. Límites de dosis para miembros del público

Los límites de dosis para miembros del público se aplican a la dosis promedio en el grupo crítico. El límite de dosis efectiva es de 1 mSv en un año y los límites anuales de dosis equivalente son 15 mSv para el cristalino y 50 mSv para la piel.

### 5.3.4.3. Criterios radiológicos considerados en el diseño de instalaciones

La norma AR 3.1.3 “Criterios radiológicos relativos a accidentes en reactores nucleares de potencia” de la ARN establece las condiciones generales que debe cumplir el diseño de los reactores nucleares de potencia para prevenir la ocurrencia de accidentes y mitigar sus consecuencias en el caso de que éstos ocurran. El criterio define que, desde el punto de vista del diseño de las instalaciones, en la medida de que la probabilidad anual de las secuencias accidentales con consecuencias radiológicas para el público sea menor, se admite una mayor dosis efectiva los miembros del público (Figura 5.1).



**Figura 5-1** Curva criterio para el público. Fuente: Norma AR 3.1.3 de la ARN

En Argentina esta norma fue utilizada para evaluar el diseño conceptual de Atucha II, única aplicación hasta el momento en instalaciones de este tipo.

### 5.3.4.4. Recomendaciones internacionales que dieron origen a la normativa nacional

Los criterios de aceptación del riesgo radiológico del sistema regulatorio argentino son consistentes con el principio de limitación de dosis usado con fines de protección radiológica recomendado por la ICRP.

*Publicación N°26 ICRP, 1977*

El sistema de limitación de dosis recomendado por la ICRP en el año 1977 en su Publicación N°26 condujo a un profundo cambio en la mentalidad de la proyección radiológica,

al mismo tiempo que aumentó significativamente el grado de pretensión en términos de seguridad radiológica aplicado hasta ese momento.

Limitar las dosis de las personas más expuestas dejó de ser el objetivo fundamental de la protección para transformarse en una condición necesaria pero no suficiente. En efecto, evitar cualquier dosis innecesaria por pequeña que fuere y mantener las dosis tan bajas como sea razonable, teniendo en cuenta aspectos económicos y sociales, son dos conceptos trascendentales enfatizados en el sistema de limitación de dosis, y que fueron incorporados a la norma regulatoria argentina a fines de la década del 70 [21].

Rápidamente se observó que las dosis máximas resultantes de la operación de las instalaciones diseñadas con estos criterios resultaban significativamente inferiores a los valores fijados en los límites de dosis. La introducción del criterio de optimización en el diseño de las nuevas instalaciones hizo que las dosis recibidas por los trabajadores y el público disminuyeran en un factor de 10 o más, en la mayoría de los casos.

### *Publicación N°60 ICRP, 1991*

A partir del año 1991, la ICRP formuló nuevas recomendaciones sobre la protección radiológica que, si bien mantienen los criterios básicos contenidos en el sistema de limitación de dosis en 1977, recomiendan una reducción significativa de los límites de dosis, la aplicación de restricciones de dosis, el análisis de las exposiciones potenciales y la aplicación de niveles de intervención para emergencias, que tienen implicancias directas en el diseño y operación de las instalaciones [22].

### *Publicación N°103 ICRP, 2007*

En el 2007 la Comisión emitió nuevas recomendaciones en protección radiológica que reemplazan formalmente a las recomendaciones hechas en el año 1991.

Las recomendaciones revisadas incluían la consideración del detrimento surgido de efectos no cancerígenos de la radiación en la salud. Estos efectos, denominados efectos determinísticos, ahora son referidos como reacciones en tejidos porque se reconoce cada vez más que algunos de estos efectos no están determinados al momento de la irradiación, sino que pueden ser modificados luego de la exposición a la radiación.

En esta publicación la Comisión continúa recomendando que se aplique la optimización de la protección en todas las situaciones y categorías de exposición. Con la evidencia disponible, se enfatiza aún más que la protección debería ser optimizada no solo para exposiciones en todo el cuerpo sino también para exposiciones en tejidos específicos, particularmente el cristalino, el corazón y el sistema cerebrovascular [23].

## **6. ASPECTOS DE SEGURIDAD CONSIDERADOS EN EL DISEÑO DE CENTRALES NUCLEARES**

El objetivo fundamental de la seguridad en una central nuclear es proteger a las personas y el medio ambiente contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes. Este objetivo debe alcanzarse sin restringir indebidamente los beneficios asociados al funcionamiento de una central nuclear o de otras actividades que generan riesgos radiológicos.

Para garantizar que las instalaciones nucleares y sus actividades se realicen de modo que se logre el nivel de seguridad más alto posible, es necesario adoptar medidas con el fin de [24]:

1. Controlar la exposición de las personas a las radiaciones y la liberación de material radiactivo al medio ambiente;
2. Reducir la probabilidad de eventos que puedan dar lugar a una pérdida de control del núcleo de un reactor nuclear, una reacción nuclear en cadena, una fuente radiactiva o cualquier otra fuente de radiación;
3. Mitigar las consecuencias de esos eventos cuando se produzcan.

El término seguridad comprende la seguridad tecnológica de las instalaciones nucleares, la seguridad radiológica, la seguridad en la gestión de los residuos radiactivos, y la seguridad en el transporte de material radiactivo; no abarca los aspectos de seguridad no relacionados con las radiaciones.

La seguridad se ocupa tanto de los riesgos asociados a las radiaciones en circunstancias normales como en situaciones accidentales. Las medidas de seguridad comprenden acciones orientadas a prevenir accidentes y provisiones para mitigar sus consecuencias si llegaran a ocurrir.

### **6.1. Funciones de seguridad**

El diseño de toda central nuclear debe asegurar el cumplimiento de las siguientes funciones de seguridad [24]:

- Control de la reactividad
- Refrigeración
- Confinamiento del material radiactivo

En el diseño de una central nuclear se debe prever que estas funciones de seguridad puedan ejecutarse con adecuada confiabilidad tanto en operación normal como en las situaciones accidentales previstas por diseño durante toda la vida útil de la misma.

### **6.2. Eventos iniciantes postulados**

Los eventos iniciantes postulados son determinados sucesos contemplados en el diseño de la central que tienen una potencialidad de producir un daño en la misma en caso de falla de los sistemas de seguridad. Se incluyen fallas de equipos, componentes o estructuras, errores humanos, eventos naturales y eventos externos ocasionados por el hombre.

Para la definición de los eventos iniciantes postulados se deben evaluar todas las fallas previsibles de las estructuras, sistemas y componentes de la central, así como los errores de operación y las posibles fallas derivadas de peligros internos y externos, en los distintos estados de la central. El análisis de los eventos iniciantes busca establecer las medidas preventivas y de protección que sean necesarias para garantizar el cumplimiento de las funciones de seguridad requeridas en estas situaciones.

El comportamiento previsto de la central ante cualquier evento iniciante postulado debe permitir que se logren las siguientes condiciones, en orden de prioridad [24]:

1. El evento iniciante postulado no tendrá efectos significativos para la seguridad.
2. Luego del evento iniciante, se conducirá a la central a condiciones seguras por medio de elementos de seguridad que funcionan permanentemente en operación normal para controlar el evento iniciante postulado.
3. Luego del evento iniciante postulado, se conducirá a la central a condiciones seguras mediante la activación de los sistemas de seguridad que deben ponerse en funcionamiento en respuesta al evento iniciante postulado.
4. Luego del evento iniciante postulado, se conducirá a la central a condiciones seguras mediante la aplicación de procedimientos especificados.

### 6.3. Defensa en profundidad

La defensa en profundidad se utiliza para prevenir accidentes en una central nuclear y mitigar las consecuencias en caso de ocurrencia de los mismos. El concepto involucra diferentes acciones relacionadas con la seguridad, ya sea con la organización como con el diseño de la central.

Con la aplicación de la defensa en profundidad se busca que todas las actividades relacionadas con la seguridad estén sujetas a diferentes niveles de acciones independientes, de modo tal que, si se produce una falla, la misma sea detectada y contrarrestada adecuadamente. Estas medidas sirven para evitar alcanzar daños en la central tanto en operación normal como en situaciones accidentales previstos por diseño [24].

La independencia de los niveles de defensa es un elemento fundamental de la defensa en profundidad de la central y se logra mediante la incorporación de medidas para evitar que la falla de un nivel de defensa provoque la falla de los otros niveles. Para ello se establecen una serie de medidas consecutivas encuadradas en la prevención y eventual mitigación de accidentes, mediante múltiples barreras y niveles de protección [25]:

#### **Barreras físicas:**

- Matriz combustible
- Vaina
- Límite del circuito primario
- Estructura de la contención

#### **Niveles de protección:**

Se definen cinco niveles de defensa en profundidad:

## EL ACCIDENTE NUCLEAR DE FUKUSHIMA: FORTALEZAS DE LAS CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS

---

Nivel 1: este nivel tiene como objetivo el confinamiento del material radiactivo, la prevención de fallas y de operaciones anormales. Incluye un amplio rango de consideraciones en el diseño, prácticas probadas de ingeniería, alta calidad y una sólida cultura de la seguridad. La falla de este nivel implica que ha ocurrido un evento iniciante.

Nivel 2: en el segundo nivel de defensa se debe detectar y controlar las desviaciones de los estados operacionales normales para evitar que los incidentes operacionales previstos en la central conduzcan a situaciones accidentales, de manera de retornar a la operación normal de la planta tan pronto como sea posible una vez eliminada la desviación. Los eventos iniciantes a ser controlados son los eventos operacionales previstos, donde las funciones relativas a la refrigeración son cumplidas por sistemas utilizados en operación normal de la planta. Se pretende conservar la integridad de las tres primeras barreras de la Figura 6-1.

Nivel 3: este nivel tiene como objetivo el control de los eventos iniciantes postulados, a fin de evitar por diseño el daño de los elementos combustibles y de la envuelta de presión, manteniendo la efectividad de las barreras, incluyendo a la contención. En el diseño de la central se prevén esos accidentes, de lo que se deriva el requisito de incluir elementos de seguridad inherentes y/o técnicos, sistemas de seguridad y procedimientos que sirvan para evitar daños del núcleo del reactor o emisiones significativas de material radiactivo fuera del emplazamiento y permitan conducir a la central a un estado seguro.

Nivel 4: ocurrida la falla del nivel 3, este nivel tiene como objetivo general proveer acciones de mitigación en condiciones severas de daño del núcleo para controlar, tanto como sea posible, la progresión del accidente, de modo tal de reducir la eventual liberación del material radiactivo al ambiente.

Nivel 5: ocurrida la falla del nivel 4, este nivel tiene como objetivo la mitigación de las potenciales consecuencias radiológicas originadas por emisiones significativas de material radiactivo mediante acciones de emergencia dentro y fuera del sitio.

**Tabla 6-1 Correlación entre nivel de defensa en profundidad y estado de planta [25]**

<b>Nivel de defensa en profundidad</b>	<b>Estado de la planta</b>	<b>Objetivo</b>
Nivel 1	Operación normal	Prevención de operación anormal y fallas
Nivel 2	Operación anormal anticipada	Control de operación anormal y fallas
Nivel 3	Eventos iniciantes postulados	Control de accidentes para limitar las liberaciones radiológicas y prevenir el daño del núcleo
Nivel 4	Accidentes postulados de daño del núcleo	Control de accidentes con fusión del núcleo para limitar la liberación de material radiactivo fuera del sitio
Nivel 5	-	Mitigación de consecuencias radiológicas de liberaciones significativas de material radiactivo

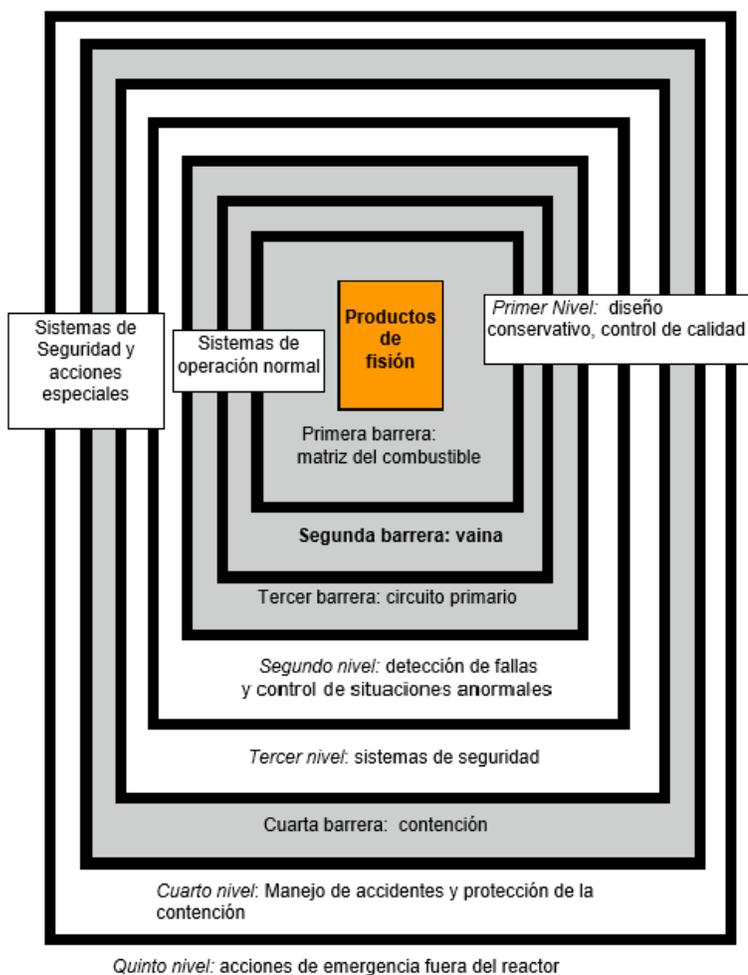


Figura 6-1 Perspectiva integrada del concepto de defensa en profundidad, barreras y niveles de protección [25].

#### 6.4. Eventos externos

En el diseño de las centrales nucleares se evalúan las características del emplazamiento que podrían afectar a la seguridad de las mismas. En este sentido, se analiza la frecuencia y la gravedad de los eventos naturales, como terremotos, rayos, tornados, ciclones, inundaciones, etc., y atribuibles al hombre, como impactos de aviones, explosiones químicas, etc., así como las posibles combinaciones de esos eventos, que podrían afectar la seguridad de la instalación.

Al postular los peligros potenciales, se consideran las causas de su origen y la probabilidad de ocurrencia de los mismos. Por diseño, a corto plazo la seguridad de la central no debe depender de la disponibilidad de los servicios externos a la central, como el suministro de electricidad. El tiempo máximo previsto por diseño para mantenerse en esta situación depende de las condiciones específicas del sitio [24].

En el diseño de la central se define un margen adecuado para proteger los elementos importantes para la seguridad contra peligros externos contemplados en el diseño.

### 6.5. Características de seguridad: seguridad inherente y seguridad activa y pasiva

#### 6.5.1. Seguridad inherente

El concepto de seguridad inherente se refiere al cumplimiento de los objetivos de seguridad mediante la eliminación o exclusión de peligros inherentes, debido al diseño conceptual de la central nuclear.

Los posibles riesgos inherentes a una central nuclear incluyen los productos de fisión radiactivos o su calor de decaimiento asociado, el exceso de reactividad y su potencial asociado para excursiones de potencia, y las liberaciones de energía debido a altas temperaturas, alta presión y reacciones químicas energéticas. Es necesario eliminar todos esos peligros para que una central sea inherentemente segura. En el caso de los reactores de potencia, eliminar todos los peligros inherentes no resulta factible.

El diseño de una central en el cual se ha eliminado alguno de esos peligros es inherentemente seguro con respecto al peligro eliminado. La característica de seguridad inherente es una propiedad fundamental del concepto del diseño que es resultado de la selección básica de los materiales utilizados o de otros aspectos de diseño que garantizan que una determinada potencialidad no implica una inquietud en materia de seguridad. Un ejemplo de característica inherentemente segura es el valor negativo del coeficiente de reactividad por vacío en los reactores PWR o BWR [26].

#### 6.5.2. Sistemas activos y pasivos a la seguridad

Los conceptos de seguridad activa y pasiva describen la manera en que funcionan los sistemas, estructuras y componentes de seguridad y se diferencian entre sí por la existencia de alguna dependencia de energía, señales o fuerza externa mecánica o eléctrica [26].

Las estructuras, sistemas o componentes que requieren energía o una fuerza externa generada por un elemento externo para cumplir adecuadamente su función de seguridad se denominan activos. Es decir, las estructuras, sistemas y componentes activos son dependientes de elementos externos a los mismos.

La ausencia de tal dependencia en la seguridad pasiva significa que la dependencia radica más bien en las leyes naturales, las propiedades de los materiales y la energía almacenada internamente. Algunas posibles causas de fallas en sistemas activos, tal como la falta de energía, no ocurren cuando se dispone de seguridad pasiva. Sin embargo, es importante señalar que los dispositivos pasivos siguen sujetos a otras clases de fallas, tales como los que se producen a causa de fallas mecánicas o estructurales. En consecuencia, la seguridad pasiva no es sinónimo de la seguridad inherente.

El concepto de pasividad, tal como se ha descrito, puede considerarse de varias categorías. Los sistemas de seguridad son de categorías superiores de pasividad cuando todos sus componentes necesarios para la seguridad son pasivos, mientras que los sistemas que no dependen del suministro externo y que utilizan una fuente de energía interna y propia (como una batería) para alimentar a un componente activo, no están sujetos a fallas normales, externamente causados, y se incluyen en la categoría de pasividad más baja. Esta clase de

sistema tiene características activas y pasivas en diferentes momentos, por ejemplo, la apertura activa de una válvula inicia una subsiguiente operación pasiva por convección natural.

A continuación, se describen las características de las diferentes categorías de seguridad pasiva:

### *Categoría A*

- No requieren señales para su accionamiento, ausencia de fuerzas o fuentes de energía externas;
- Ausencia de partes mecánicas móviles;
- Ausencia de fluidos de trabajo móvil.

### *Categoría B*

- Ausencia de señales para su accionamiento, ausencia de fuerzas o fuentes de energía externas;
- Ausencia de piezas mecánicas móviles;
- Contiene fluidos de trabajo móviles

En este caso el movimiento de fluido se debe únicamente a las condiciones termohidráulicas existentes cuando se activa la función de seguridad.

### *Categoría C*

- No requieren señales para su accionamiento, tampoco fuerzas o fuentes externas de energía;
- Contiene partes mecánicas móviles, independientemente de que existan o no fluidos energéticos móviles.
- El movimiento de fluido tiene las mismas características que en la categoría B.

### *Categoría D*

Corresponde a esta categoría la zona intermedia entre las funciones de seguridad activas y pasivas, donde la ejecución de la función de seguridad se efectúa mediante métodos pasivos, como en las categorías anteriores, a excepción de que no se dispone de inteligencia interna para iniciar el proceso. En estos casos se permite que una señal externa dé inicio al proceso pasivo. Para diferenciarla de los componentes activos, esta categoría se suele denominar “ejecución pasiva/inicio activo”.

## **6.6. Diseño de las centrales nucleares argentinas**

Los criterios de diseño detallados en las secciones anteriores fueron considerados parcialmente en el diseño de las centrales nucleares argentinas, dado que muchas recomendaciones han sido emitidas *a posteriori* de las etapas de diseño, construcción y puesta en marcha de dichas instalaciones.

Sin embargo, durante la operación de las centrales nucleares se han implementado numerosos cambios de diseño a fin de ir adecuando la seguridad de las mismas a las nuevas exigencias de diseño. Estos cambios han sido evaluados y convalidados por el ente regulador.

En esta sección se describen los criterios considerados para el diseño de las tres centrales nucleares argentinas. Más adelante, en el capítulo 8, se identifican y detallan los cambios introducidos al diseño original de estas plantas luego del accidente ocurrido en Fukushima Daiichi.

### 6.6.1. Central Nuclear Atucha I

(Refs. [27], [28] y [29])

#### 6.6.1.1. *Criterios de diseño*

El diseño de la Central Nuclear Atucha I se basó en el criterio vigente en la década del 60, denominado “Máximo Accidente Creíble”. Este accidente cubría una serie de accidentes base de diseño, entre los que se destaca el accidente por pérdida de refrigerante, comúnmente conocido como LOCA (por sus siglas en inglés, *Loss of Coolant Accident*). Para la definición de estos accidentes, se consideraron los evaluados para el diseño de las centrales nucleares alemanas construidas en esa época, Obregheim y Stade, y el reactor multipropósito MZFR. La evaluación de seguridad de la Central Nuclear Atucha I se efectuó mediante criterios deterministas.

Se definió como Máximo Accidente Creíble la rotura doble guillotina de un ramal frío del circuito primario coincidente con la rotura de una línea de vapor, considerando además la entalpía liberada por la reacción exotérmica entre el zirconio (material de la vaina combustible) con el refrigerante y la explosión química del deuterio generado en esa reacción.

Respecto a los aspectos de seguridad radiológica, se consideraron las Normas Básicas de Seguridad Radiológica emitida por la CNEA en 1966 [30], cuyo criterio general radicaba en mantener las emisiones del material radiactivo al ambiente lo más baja posible. Estos criterios fueron adoptados en base a las recomendaciones de la ICRP. En cuanto a la exposición ocupacional, se diseñaron los blindajes de los sistemas a fin de que la dosis anual absorbida por los trabajadores y un individuo en el límite de la zona de exclusión, durante el funcionamiento normal de la planta, fuera inferior a 5 rem<sup>9</sup> y 0,5 rem respectivamente.

##### 6.6.1.1.1. Sistemas de Seguridad

Los sistemas de seguridad han sido diseñados para que la central pudiera hacer frente al Máximo Accidente Creíble. En este sentido, ante la ocurrencia de dicho accidente, y de los demás eventos iniciantes cubiertos por el mismo, los sistemas de seguridad conducirán a la planta al estado de parada segura, evitando así el daño de las barreras de confinamiento y la consecuente liberación de material radiactivo al ambiente.

Los sistemas de seguridad de la central son:

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

---

<sup>9</sup> 1 rem = 0,01 Sv

- Segundo Sumidero de Calor

El Sistema de Energía Eléctrica de Emergencia en muchos casos se considera un sistema de apoyo a la seguridad, dado que el mismo no cumple *per se* una función de seguridad, sino que, en determinadas situaciones accidentales, es requerido para que los sistemas de seguridad puedan cumplir con sus funciones de diseño.

A fin de cumplir adecuadamente con las funciones de seguridad mencionadas en la sección 6.1, en todos los estados previstos para la planta, incluyendo situaciones accidentales, se adoptaron los siguientes criterios en el diseño:

- Redundancia<sup>10</sup> y diversidad<sup>11</sup> de los sistemas de seguridad y de sus sistemas auxiliares
- Separación física de las redundancias y diversidades
- Protección de los sistemas de seguridad contra accidentes externos
- Realización de las pruebas periódicas de los sistemas de seguridad

El objetivo de los sistemas de seguridad es impedir el daño de las barreras de defensa en profundidad ante la ocurrencia de los incidentes y/o situaciones accidentales consideradas en el diseño. A continuación, se describen las principales características de estos sistemas.

### 6.6.1.1.1. Sistema de Parada del Reactor

El sistema de Parada del Reactor cumple la función de extinguir la reacción en cadena, hasta llevar el reactor al estado de subcriticidad. El sistema está conformado por dos sistemas de parada independientes<sup>12</sup>, redundantes y diversos: el Sistema de Parada por Barras y el Sistema de Parada por Inyección de Ácido Bórico.

Cada uno de estos sistemas puede llevar a la planta al estado de subcriticidad en todos los accidentes previstos por diseño<sup>13</sup>.

#### Sistema de Parada por Barras

Desde el punto de vista de la seguridad, la función del sistema de parada por barras es apagar el reactor cuando ocurre una anomalía o apartamiento de las condiciones previstas para la operación normal, mediante la caída e inserción de 24 barras de hafnio dentro del núcleo. Este elemento se utiliza como material absorbedor de neutrones.

Dicho apartamiento origina la señal de corte del reactor, dando lugar a la caída de las barras que durante la operación normal del reactor se encuentran suspendidas

---

<sup>10</sup> El concepto de **redundancia** hace referencia a la provisión de estructuras, sistemas o componentes alternativos (iguales o distintos), de forma que cualquiera de ellos puede desempeñar la función requerida independientemente del estado de operación o falla de los otros.

<sup>11</sup> El concepto de **diversidad** hace referencia a la presencia de dos o más componentes redundantes para ejecutar una función determinada, los cuales tienen diferentes atributos de manera que se reduce la posibilidad de fallas de causa común.

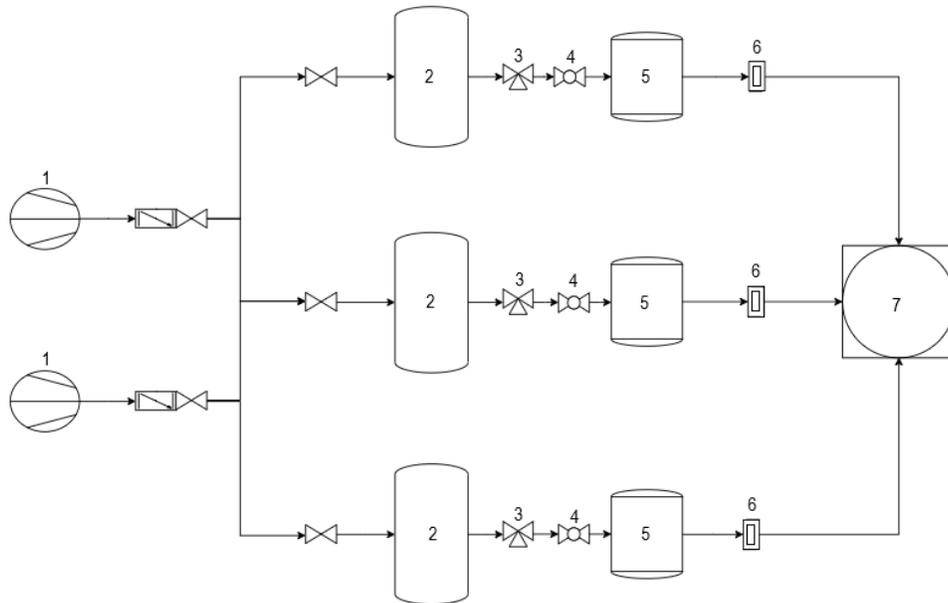
<sup>12</sup> La característica de **independencia** hace referencia a que la capacidad de un sistema para desempeñar la función requerida no está afectada por el funcionamiento o fallos de otros sistemas.

<sup>13</sup> El sistema de parada por barras no es adecuado para apagar el reactor ante un accidente de LOCA grande.

magnéticamente fuera del reactor. Las barras de parada caen por gravedad al núcleo del reactor debido a la desenergización de la sujeción de las mismas.

### Sistema de Parada por Inyección de Ácido Bórico

En el diseño se considera que, si la reactividad negativa introducida por el Sistema de Parada por Barras fuera insuficiente en el tiempo requerido, debido a una falla en el funcionamiento del mismo, inmediatamente se produce la actuación del Sistema de Parada por Inyección de Ácido Bórico.



**Figura 6-2** Esquema simplificado del Sistema de Parada por Inyección de Ácido Bórico de la Central Nuclear Atucha I. 1) Compresores; 2) Tanques de aire comprimido; 3) Válvulas de apertura rápida; 4) Válvulas de prueba del sistema; 5) Tanques de solución de ácido bórico; 6) Discos de ruptura; 7) Tanque moderador. Fuente: Elaboración propia.

El Sistema de Parada por Inyección de Ácido Bórico está constituido por tres trenes independientes entre sí, y cuenta con dos compresores que mantienen presurizados unos acumuladores de presión que se encuentran conectados, mediante válvulas neumáticas, a los correspondientes tanques de ácido bórico. La señal de corte del reactor origina la apertura de dichas válvulas y la consecuente conexión de los acumuladores de presión con el tanque de ácido bórico, ingresando así la solución de ácido bórico (veneno neutrónico) al sistema moderador.

El sistema es demandado en caso de una caída brusca de presión del circuito primario o cuando se produce la parada rápida del reactor coincidente con una inserción insuficiente de reactividad luego del ingreso de las barras de parada.

#### 6.6.1.1.1.2. Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo

El Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo está conformado por los Sistemas de Refrigeración de Emergencia del Núcleo de Alta Presión y de Baja Presión. Es

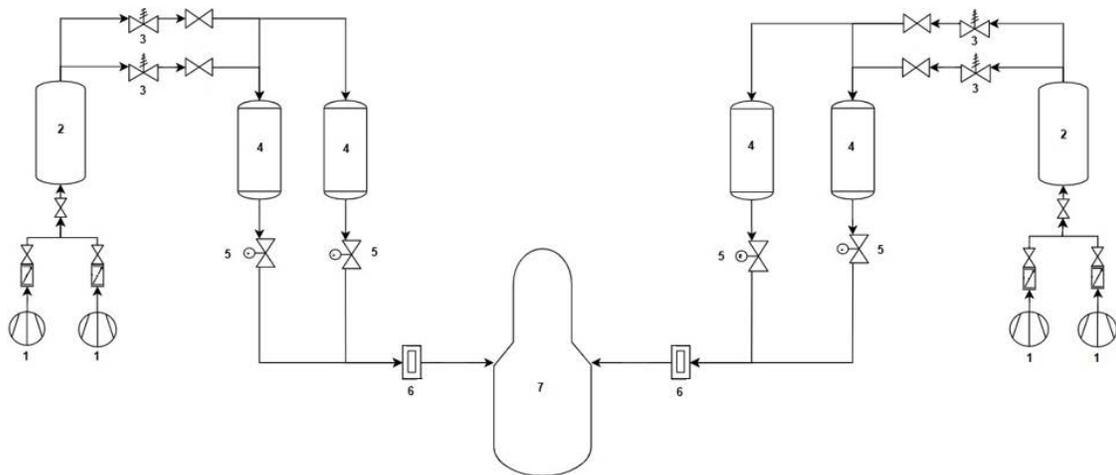
importante señalar que conceptualmente estos dos sistemas no son redundantes ni diversos, dado que los mismos no cumplen con la misma función, sino con funciones complementarias.

Las señales de actuación del sistema son originadas por *el sistema de protección del reactor*<sup>14</sup> con triple redundancia, según lógica 2/3 y automáticamente ante baja presión del sistema primario, alta presión en la contención y bajo nivel en el presurizador.

### Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo de Alta Presión

La función de este sistema es inyectar un gran volumen de refrigerante en el núcleo del reactor inmediatamente luego de la ocurrencia del accidente base de diseño LOCA grande.

Este sistema está conformado por dos trenes redundantes y separados físicamente, cada uno de los cuales tiene un tanque de gas acumulador de presión, que en operación normal se encuentran separados, por válvulas electromagnéticas, de dos tanques de agua. Estos tanques de agua están a su vez conectados con el primario mediante cañerías que cuentan con discos de ruptura para separar el agua liviana del sistema de refrigeración de emergencia del agua pesada del circuito primario.



**Figura 6-3** Esquema simplificado del Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo de Alta Presión de la Central Nuclear Atucha I. 1) Compresores; 2) Tanques de aire comprimido; 3) Válvulas electromagnéticas; 4) Tanques de agua liviana; 5) Válvulas de prueba del sistema; 6) Discos de ruptura; 7) Reactor. Fuente: Elaboración propia.

En caso de ser demandado el sistema, se produce la apertura de las válvulas electromagnéticas, se presurizan los tanques de agua, se rompen las membranas de los discos de ruptura, ingresando así el agua liviana al núcleo del reactor.

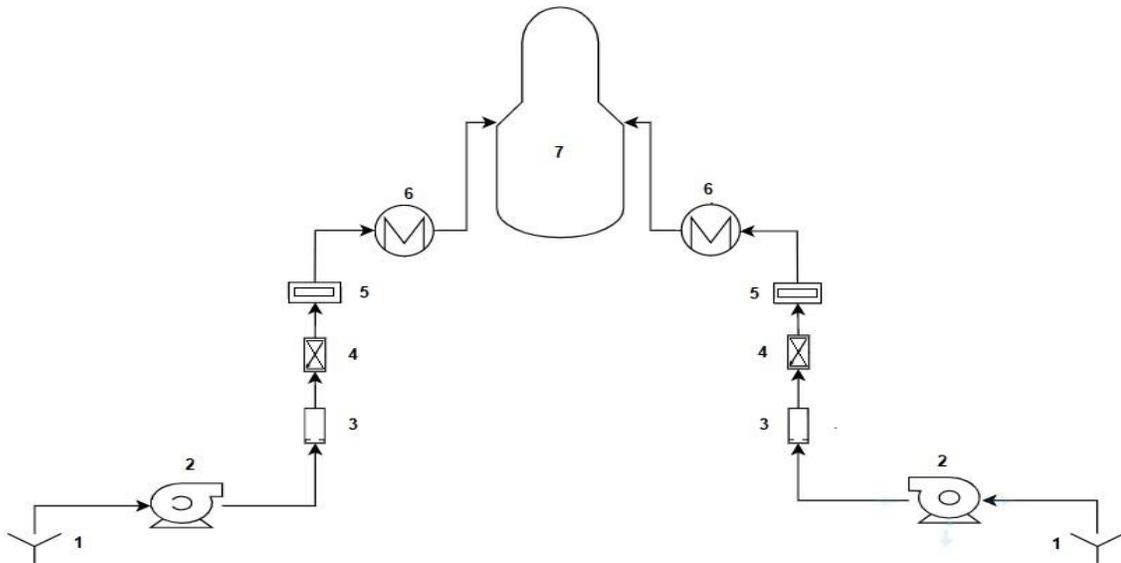
### Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo de Baja Presión

El Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo de Baja Presión cumple la función de refrigerar el núcleo del reactor en caso de accidente con pérdida de refrigerante, luego del transitorio inicial de alta presión. El sistema suministra al circuito primario un caudal

<sup>14</sup> El sistema de protección del reactor es el sistema que vigila el funcionamiento del reactor y que, al detectar una situación anormal, activa automáticamente medidas para evitar una situación insegura o potencialmente insegura.

de inyección de agua, vía el sistema moderador, para asegurar la refrigeración del núcleo en el largo plazo.

En operación normal, 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, estos discos de ruptura se rompen cuando la presión del sistema primario cae por debajo de un determinado valor, permitiendo así el ingreso de agua al sistema primario.



**Figura 6-4** Esquema simplificado del Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo de Baja Presión de la Central Nuclear Atucha I. 1) Sumidero Edificio del Reactor; 2) Bombas de reposición de agua; 3) Bridas calibradas; 4) Válvulas de retención; 5) Discos de ruptura; 6) Intercambiador de calor del moderador; 7) Reactor. Fuente: Elaboración propia.

### 6.6.1.1.1.3. Sistema de Contención

La contención es la última barrera para confinar el material radiactivo y mitigar las consecuencias de un accidente. Este sistema cumple con las siguientes funciones:

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

Con el objetivo de evitar la liberación de material radiactivo al exterior, en un accidente de pérdida del refrigerante del primario, el reactor se encuentra en el interior de una esfera de acero estanca y resistente a la presión. Todas las penetraciones de cañerías, cables y accesos de personal que atraviesan dicha esfera están diseñadas de manera que cumplan con la condición de estanqueidad en todos los casos previstos por diseño.

Estructuralmente la contención está constituida por la esfera de acero, cuyo diámetro interior es de 50 metros, rodeada por un apantallamiento esférico exterior de hormigón. El

espacio anular comprendido entre la esfera de acero y la estructura de hormigón conforma el denominado *annulus*.

El criterio para determinar la eficacia de la contención es el de reducir la tasa de fugas en el accidente base de diseño. La esfera de acero está diseñada para soportar una presión de 2,8 ata y una temperatura de 125 °C. La presión de diseño es la que resulta en el máximo accidente de pérdida de refrigerante considerado y rotura de una cañería de vapor vivo, en la que se libera la entalpía contenida tanto en la masa total del sistema primario (refrigerante-moderador) como en el vapor y agua de alimentación de un generador de vapor, que atraviesan la contención. Se acepta una fuga diaria equivalente al 0,5% del volumen de la esfera cuando su presión interna es la de diseño. La presión de prueba es de 1,1 veces la presión de diseño.

El apantallamiento 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 aislación de la contención está diseñado para actuar ante la ocurrencia de accidentes con pérdida de refrigerante que generen una sobrepresión en la esfera superior a 200 mm de columna de agua. En condiciones de aislación de la contención, el calor generado por los distintos componentes y equipos existentes en su interior se remueve mediante la utilización de un circuito de refrigeración previsto para ese fin.

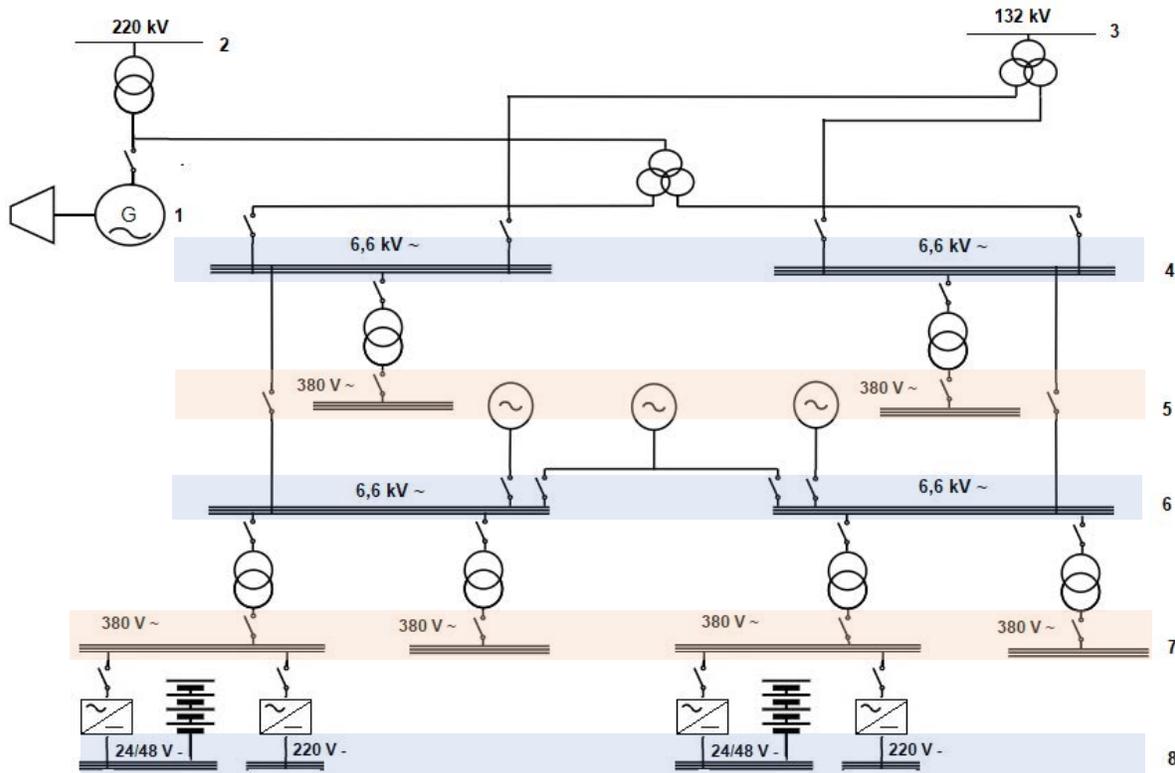
Además, la contención protege a las estructuras, sistemas y componentes que se encuentran en su interior frente a determinados eventos externos, tales como la generación de proyectiles, explosiones, etc.

#### 6.6.1.1.1.4. Sistema de Energía Eléctrica de Emergencia

El objetivo de este sistema es abastecer las cargas eléctricas esenciales de la central, durante la operación normal y condiciones accidentales, incluyendo la pérdida de alimentación eléctrica externa y del generador principal de la planta, para conducir a la planta al estado de parada segura.

El sistema está conformado por dos ramales constituidos principalmente por barras de emergencia de 6,6 kV, que son normalmente alimentadas por las barras normales de 6,6 kV, y tres generadores diesel de emergencia previstos para asegurar el suministro eléctrico frente a situaciones accidentales con pérdida externa de energía eléctrica. Los generadores diesel de emergencia son tres unidades redundantes y separadas físicamente, y basta con el funcionamiento de uno de ellos para suministrar energía a todos los componentes necesarios para conducir a la planta al estado de parada segura.

En operación normal y situaciones accidentales con disponibilidad de la red eléctrica externa, las barras normales y de emergencia se encuentran energizadas mediante el suministro de la red externa, sin necesidad de recurrir a los generadores diesel, mientras que en eventos con pérdida de energía externa se requiere el funcionamiento de al menos uno de ellos para el funcionamiento de los sistemas de seguridad.



**Figura 6-5** Diagrama unifilar simplificado de la Central Nuclear Atucha I. 1) Generador eléctrico principal; 2) Línea externa de 220 kV; 3) Línea externa de 132 kV; 4) Barras normales de media tensión; 5) Barras normales de baja tensión; 6) Barras aseguradas de media tensión conectadas a generadores diesel de emergencia; 7) Barras aseguradas de baja tensión; 8) Barras de corriente continua interrumpidas e ininterrumpidas. Fuente: Elaboración propia.

#### 6.6.1.1.1.5. Segundo Sumidero de Calor

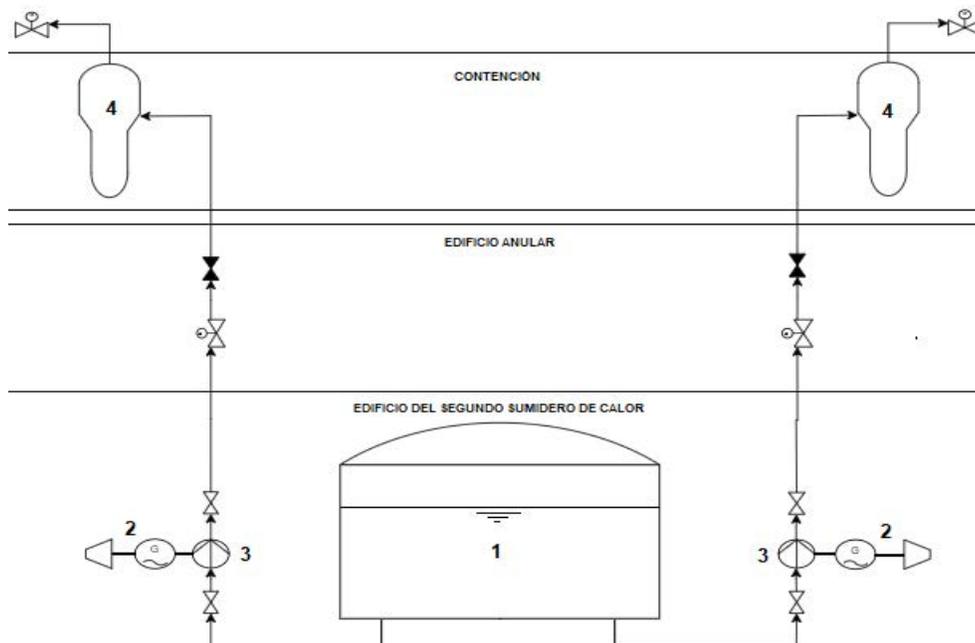
En función de los resultados de una serie de estudios, como los obtenidos en el Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) de la central, se decidió implementar una modificación al diseño original de la instalación que consiste en un sistema adicional de remoción de calor residual del núcleo a través del sistema secundario, mediante los generadores de vapor, denominado Segundo Sumidero de Calor.

El objetivo de este sistema es proveer una fuente adicional de remoción de calor residual del núcleo a través de los generadores de vapor, principalmente para hacer frente a la eventualidad en que no estuvieran disponibles el sumidero normal de calor o la cadena de refrigeración posterior<sup>15</sup>. Este sistema está disponible desde el 2003.

El Segundo Sumidero de Calor constituye un sumidero de calor adicional e independiente de los sistemas previstos en el diseño original de la planta y consiste en un sistema de suministro de agua de alimentación a los generadores de vapor desde un tanque de almacenamiento de agua de uso exclusivo a través de dos líneas redundantes, cada una

<sup>15</sup> Utilizado para transferir, mediante sucesivos circuitos, el calor de decaimiento desde el reactor hasta el río.

de las cuales posee instrumentación y equipamiento de control y alimentación eléctrica separada e independiente. Cada circuito posee un motor diesel acoplado a un generador eléctrico y a una bomba de alimentación.



**Figura 6-6** Esquema simplificado del segundo sumidero de calor. (1) Depósito de agua; (2) Generadores diesel; (3) Bombas de agua; (4) Generadores de vapor (GVs). Fuente: Elaboración propia.

En operación normal el Segundo Sumidero de Calor permanece en espera y aislado tanto del sistema de agua de alimentación como de los generadores de vapor. Debe señalarse que la incorporación de este sistema permitió mejorar la respuesta de la planta frente a eventos de pérdidas de refrigerante en el circuito primario.

### 6.6.1.2. Eventos externos considerados en el diseño

Tal como se mencionó en la sección 6.4, el diseño de las centrales nucleares debe contemplar los eventos externos a la misma que pudieran comprometer la seguridad nuclear y radiológica de la instalación. Para la definición de dichos eventos, se debe realizar una evaluación del emplazamiento que incluya la intensidad y frecuencia de ocurrencia de los eventos naturales que podrían producirse en la zona.

La Central Nuclear Atucha I se encuentra emplazada sobre la margen derecha del río Paraná de las Palmas, a 10 km de la localidad de Lima, en el partido de Zárate, y a unos 100 km al noroeste de la Ciudad Autónoma de Buenos Aires. De acuerdo a las exigencias de la normativa vigente en la década del 60, el sitio de Atucha fue considerado por expertos de todo el mundo como uno de los mejores para instalar centrales nucleares.

Puesto que las exigencias relativas a los eventos externos han ido cambiando a lo largo del tiempo, durante el periodo de operación de la central el operador ha llevado a cabo diversas

evaluaciones en esa materia, de las cuales varias de ellas tomaron importancia a la luz del accidente nuclear de Fukushima, tal como se menciona en el capítulo 8.

A continuación, se describen los eventos externos evaluados para la seguridad nuclear y radiológica de la central.

### 6.6.1.2.1. Sismos

Los estudios presentados en el Informe Preliminar de Seguridad (informe de riesgos de 1973 requerido para la Licencia de Construcción) concluyeron que la Central Nuclear Atucha I se encuentra emplazada en una zona no sísmica. En este sentido, el diseño original de la planta, basado en los criterios y lineamientos internacionalmente aceptados para centrales nucleares emplazadas en sitios considerados no sísmicos, no contempló las cargas sísmicas en el diseño de las estructuras, sistemas y componentes de la instalación.

Sin embargo, puesto que las exigencias de la normativa respecto de los eventos sísmicos han ido cambiando a lo largo del tiempo, durante la primera etapa de la construcción de la Central Nuclear Atucha II se llevaron a cabo nuevos estudios a fin de actualizar la amenaza sísmica, concluyéndose que la aceleración máxima para el sitio Atucha, correspondiente a un periodo de retorno de 10.000 años<sup>16</sup>, resulta de 0,1 g. En otras palabras, en función de los estudios sobre las características geológicas de la región, se espera que ocurra un sismo de esa intensidad en el sitio Atucha cada 10.000 años.

### 6.6.1.2.2. Inundaciones y bajantes

El nivel del río Paraná tiene grandes fluctuaciones anuales e interanuales que han sido contempladas en el diseño original de la Central Nuclear Atucha I.

Los estudios hidrológicos realizados durante la etapa de diseño de la central concluyeron que los valores de máximas inundaciones y bajantes del río Paraná que se debían considerarse en el diseño de la central eran de +4,5 y -1 m, respectivamente, respecto al cero de referencia tomado para todas las nivelaciones nacionales<sup>17</sup>.

Por lo tanto, de acuerdo al diseño original, la planta dispondrá de un sumidero de calor en la medida que el nivel del río Paraná de las Palmas se mantenga entre esos valores.

### 6.6.1.2.3. Tornados

La Central Nuclear Atucha I no fue diseñada originalmente contra la acción de tornados. Sin embargo, considerando que en el diseño se aplicaron criterios conservativos, y teniendo en cuenta la robustez de las estructuras típicas de una central nuclear, estudios posteriores han demostrado que las principales estructuras relacionadas con la seguridad soportarían el tornado básico de diseño determinado posteriormente para la Central Nuclear Atucha II.

---

<sup>16</sup> Conforme a la normativa de la época para el sitio Atucha.

<sup>17</sup> En Argentina las instalaciones adoptan el nivel 0 del Riachuelo como referencia.

### 6.6.1.2.4. 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.

### 6.6.2. Central Nuclear Atucha II

(Refs. [27], [28] y [29])

#### 6.6.2.1. *Criterios de diseño*

El diseño original de la Central Nuclear Atucha II se llevó a cabo de acuerdo a las normas, criterios y lineamientos en materia de seguridad reconocidos mundialmente en la industria nuclear en la década del 70. Estos criterios han ido actualizándose en base a las nuevas exigencias y normativas de diseño que han surgido en el extenso periodo comprendido entre el inicio de su construcción y su puesta en marcha.

Durante la etapa de diseño de la central, el ente regulador de la época firmó un protocolo con el diseñador, “Protocolo de Entendimiento sobre Conceptos Básicos de Licenciamiento y Algunos Aspectos de Seguridad para el Proyecto Atucha II”, donde se definió que el diseño de la central debía contemplar el concepto de defensa en profundidad, el cual, como se mencionó en la sección 6.3, consiste en una serie de barreras físicas, independientes entre sí, para evitar la emisión de material radiactivo al ambiente en los diferentes estados previstos por diseño. El concepto también incluye la definición de estados de planta y procedimientos para prevenir accidentes con emisión de material radiactivo. En este sentido, se establecieron previsiones en el diseño para atender los requerimientos establecidos para los niveles del concepto de defensa en profundidad mostrados en la Tabla 6.1.

Asimismo, a diferencia de la Central Nuclear Atucha I, en dicho protocolo se estipuló que el diseño de la central no debía basarse en el concepto determinista “Máximo Accidente Creíble”, sino que se debía adoptar criterios probabilísticos.

De los estudios probabilísticos realizados por el diseñador, se concluyó que la frecuencia del accidente con pérdida de refrigerante, originado por una rotura doble guillotina, resulta inferior a  $10^{-7}$ /año. Este valor se obtuvo tomando como referencia las evaluaciones de seguridad realizadas en la Central Nuclear Biblis B (alemana).

La adopción de este valor al criterio argentino (basado en el riesgo) hizo que el diseñador considere originalmente innecesario diseñar los sistemas de seguridad para hacer frente a una rotura doble guillotina en la cañería principal. De esta manera, y siguiendo enfoques probabilísticos, se definió como accidente base de diseño una rotura en la cañería más grande que conecta el circuito primario con el moderador, la cual es más pequeña que la rotura doble guillotina considerada años atrás en el diseño de la Central Nuclear Atucha I.

Sin embargo, el ente regulador, basándose en la actualización de los criterios de diseño de centrales nucleares mundialmente reconocidos, requirió que la planta debía ser capaz de soportar un accidente de rotura doble guillotina en el sistema primario, independientemente de su probabilidad de ocurrencia. Por lo tanto, además del accidente base de diseño mencionado, la planta debe ser capaz de hacer frente a un evento de rotura doble guillotina en el circuito

primario, el cual se incluyó, junto con el transitorio anticipado sin SCRAM<sup>18</sup>, dentro de los denominados “*accidentes más allá de la base de diseño*”.

Respecto a los criterios de seguridad radiológica, en el diseño de la central se ha considerado la Norma AR 3.1.3 “Criterios Radiológicos Relativos a Accidentes en Reactores de Potencia” mencionada en la sección 5.3.4.3. Por lo tanto, ante situaciones accidentales, el diseño prevé que las emisiones de material radiactivo serán inferiores a las restricciones impuestas por la curva criterio de esa norma (Figura 5-1). Asimismo, como en el caso de la Central Nuclear Atucha I, se consideraron en el diseño los lineamientos internacionales definidos por la ICRP.

### 6.6.2.1.1. Sistemas de Seguridad

El diseño de los sistemas de seguridad de la Central Nuclear Atucha II cuenta con cuatro trenes redundantes, requiriéndose como máximo dos de ellos para el control de las situaciones accidentales, por lo que se asegura la disponibilidad funcional aun cuando dos de ellos se encuentran indisponibles ya sea por mantenimiento o falla en su funcionamiento.

Los sistemas de seguridad son:

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

A continuación, se describen las principales características de esos sistemas.

#### 6.6.2.1.1.1. Sistema de Parada del Reactor

Como en el caso de la Central Nuclear Atucha I, el sistema de seguridad de parada del reactor en la Central Nuclear Atucha II consiste en dos sistemas separados, redundantes y diversos: el Sistema de Parada por Barras y el Sistema de Inyección de Ácido Bórico.

##### Sistema de Parada por Barras

El Sistema de Parada por Barras está compuesto por tres grupos de barras que se insertan en el núcleo, con distintas inclinaciones, dentro de los correspondientes tubos guías, en el espacio existente entre los canales de refrigerante. Cada grupo está compuesto por barras de acero inoxidable y de hafnio.

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 fuera del núcleo.

##### Sistema de Parada por Inyección de Ácido Bórico

---

<sup>18</sup> Son aquellos transitorios en los que falla el sistema de corte del reactor.

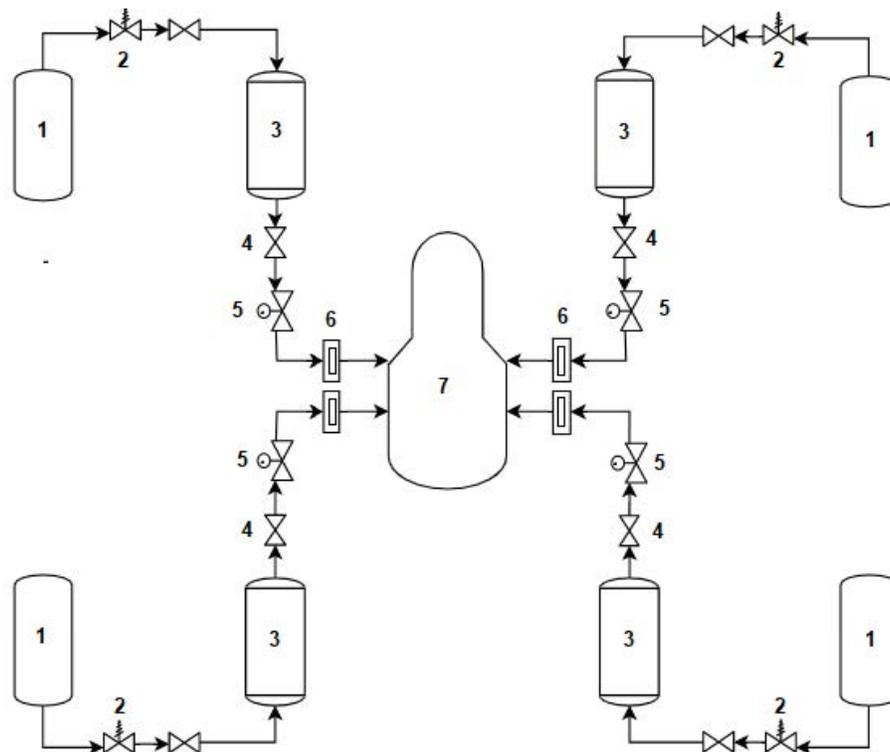
Este sistema es independiente y redundante del Sistema de Parada por Barras y es demandado ante la eventualidad de que un número de barras no se inserten totalmente transcurrido un determinado tiempo de actuada la señal de parada del reactor.

El sistema está compuesto por cuatro trenes redundantes interconectados, con una redundancia del 50% cada uno, es decir, que se requieren dos de los cuatro trenes para apagar el reactor en forma segura. Cada tren está equipado con un acumulador de aire presurizado conectado a un tanque que contiene ácido bórico y una válvula neumática de apertura rápida que actúa como componente de disparo del sistema y, al ser demandada, presuriza el boro y lo inyecta al moderador.

### 6.6.2.1.1.2. Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo

Este sistema está conformado por los Sistemas de Refrigeración de Emergencia del Núcleo de Alta Presión y de Baja Presión

El sistema está diseñado para actuar en el caso de accidentes con pérdida de refrigerante, para inundar el núcleo con agua liviana y compensar fugas de refrigerante. El principio de funcionamiento de estos sistemas es análogo al de la Central Nuclear Atucha I, descritos en la sección 6.1.1.1.2, con la diferencia que en el caso de la Central Nuclear Atucha II, el sistema está compuesto por cuatro trenes independientes.



**Figura 6-7** Esquema simplificado del Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo de Alta Presión de la Central Nuclear Atucha II. 1) Tanques de aire comprimido; 2) Válvulas electromagnéticas; 3) Tanques de agua liviana; 4) Válvulas de retención; 5) Válvulas de prueba; 6) Discos de ruptura; 7) Reactor. Fuente: Elaboración propia.

**6.6.2.1.1.3. Sistemas de contención**

El sistema de contención está conformado por:

- Contención de concreto
- Contención de acero
- Sistema de aislamiento de la contención
- Sistema de extracción de aire del espacio anular

Estructuralmente está constituido por una esfera estanca de acero resistente a la presión, cuyo diámetro interior es de 56 metros y con un espesor de pared de 30 mm, apantallada por una estructura 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 diaria establecida por diseño es de 0,25% del volumen interior.

La contención exterior es una estructura de hormigón reforzado con un techo compuesto por un domo semiesférico y una pared cilíndrica que, al igual que el domo, tiene un espesor de 0,6 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:

- Baja presión en el primario
- Bajo nivel de agua en el presurizador
- Elevada presión en la contención

**6.6.2.1.1.4. Sistema de Suministro de Energía Eléctrica de Emergencia**

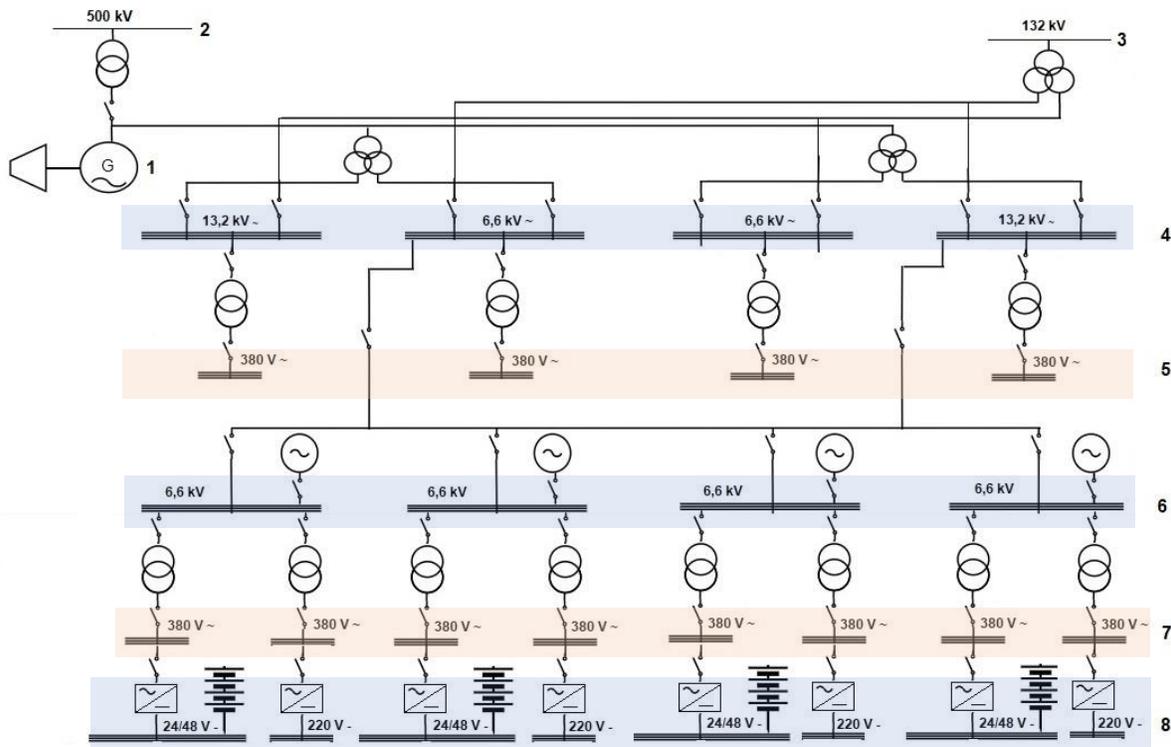
El Sistema de Suministro de Energía de Emergencia por generadores diesel se divide en trenes separados al igual que los otros equipos de seguridad redundantes.

En condiciones de operación normal, los conmutadores auxiliares del sistema 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 generador diesel de arranque rápido.

El Sistema de Suministro de Energía de Emergencia provee la energía requerida para conducir y mantener al reactor en estado de parada segura, remover el calor residual y prevenir la liberación de radiactividad durante la operación normal y las condiciones accidentales que resultan de las fallas postuladas por diseño, y para algunas cargas importantes para la disponibilidad de la planta. Puesto que este sistema es de seguridad, el mismo consiste en cuatro trenes redundantes independientes, cada uno capaz de proveer el 100% de la energía que se requiere para llevar a cabo las funciones de seguridad.

Normalmente el Sistema de Suministro de Energía de Emergencia está conectado a las barras normales de 6,6 kV del sistema de energía auxiliar de la planta mediante dos interruptores dispuestos en serie para cada tren. Por consiguiente, puede alimentarse tanto por el sistema de energía auxiliar de la planta como por el sistema externo.

En caso de falla simultánea del sistema de energía de la planta y del sistema externo de alta tensión, el suministro de energía de emergencia a las cargas esenciales de la planta se obtiene de los mencionados generadores diesel. En caso de falla del suministro eléctrico, transcurre un corto tiempo 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, por lo que los mismos son alimentados con baterías previstas para ese fin.



**Figura 6-8** Diagrama unifilar simplificado de la Central Nuclear Atucha II. 1) Generador eléctrico principal; 2) Línea externa de 500 kV; 3) Línea externa de 132 kV; 4) Barras normales de media tensión; 5) Barras normales de baja tensión; 6) Barras aseguradas de media tensión conectadas a generadores diesel de emergencia; 7) Barras aseguradas de baja tensión; 8) Barras de corriente continua interrumpidas e ininterrumpidas. Fuente: Elaboración propia.

### 6.6.2.2. Eventos externos considerados en el diseño

La Central Nuclear Atucha II se encuentra emplazada en el mismo sitio que la Central Nuclear Atucha I, por lo que es válido pensar que ambas centrales han considerado los mismos eventos naturales externos en su base de diseño.

Sin embargo, puesto que la Central Nuclear Atucha II ha iniciado su construcción casi dos décadas después que la Central Nuclear Atucha I, las exigencias referidas a los eventos naturales consideradas en el diseño de la primera son diferentes a los considerados en la segunda. Se detallan a continuación los criterios adoptados en la base de diseño de la Central Nuclear Atucha II respecto a los eventos externos.

### 6.6.2.2.1. Sismos

La Central Nuclear Atucha II inició su construcción a principios la década del 80. De acuerdo a los términos del contrato firmado entre la CNEA y el diseñador, se definió que la instalación debía ser diseñada considerando los criterios y lineamientos de construcción aplicados a regiones de baja sismicidad. En este sentido, se definió que la planta debía soportar una aceleración sísmica máxima del suelo de 0,05 g mientras que los componentes mecánicos y eléctricos, y la estructura de soportería de los mismos, se diseñaron para una aceleración máxima horizontal y vertical de suelo de 0,15 g y 0,075 g respectivamente.

Durante la primera etapa de la construcción de la central, la firma argentina “GIL, NAFA, ZAMARBIDE, Ingenieros Consultores S.R.L.” (GNZ) realizó un estudio sísmico, basado en un enfoque determinista, donde se concluyó que el riesgo sísmico asociado al sitio Atucha corresponde a una aceleración máxima de suelo de 0,1 g, valor superior al considerado en el diseño original de la central. La fuente sísmica considerada en este estudio fue un terremoto con una intensidad en la escala de Richter de 5,5 en una falla localizada en el río Paraná, a 20 km del sitio de Atucha.

Como consecuencia de las conclusiones arribadas en ese estudio, el ente regulador requirió que se adoptara en la base de base de diseño de las estructuras, sistemas y componentes relacionados con la seguridad una aceleración máxima de suelo de 0,1 g, superior al considerado en el diseño original. Sin embargo, como las obras civiles ya estaban en curso, el ente regulador emitió el requerimiento regulatorio RQ-26, mediante el cual solicitó al operador la realización de una evaluación sísmica de las estructuras, sistemas y componentes que conforman el sistema primario y moderador, y los requeridos para conducir y mantener la planta en el estado de parada fría, para lo cual se debía considerar la aceleración máxima de suelo determinada por la firma GNZ. Las evaluaciones llevadas a cabo para el cumplimiento de dicho requerimiento regulatorio son detalladas en la sección 8.2.2.1.1.

### 6.6.2.2.2. Inundaciones y bajantes

Durante la etapa del diseño y los primeros años de construcción de la Central Nuclear Atucha II se realizaron diversos estudios hidrológicos para establecer los niveles máximos y mínimos del río Paraná de las Palmas posibles en el sitio de Atucha. Se destaca la evaluación hidrológica realizada por la firma J. Gómez y Colaboradores, donde se analizaron las inundaciones históricas en la zona y definieron los niveles del río incluidos en el diseño.

A partir de distribuciones probabilísticas se determinó que los niveles máximo y mínimo del río esperables en el sitio, para un periodo de retorno de 1000 años, resultan de +5,2 m y -1 m<sup>19</sup> respectivamente. Asimismo, en el estudio se planteó la ocurrencia simultánea de una serie de eventos<sup>20</sup> hidrológicos desfavorables, a fin de determinar la “Máxima Crecida

---

<sup>19</sup> En la evaluación también se determinaron los siguientes niveles hidrológicos: 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; nivel medio +2 m; bajante con recurrencia de 100 años: -0,5 m.

<sup>20</sup> Se postuló la ocurrencia simultánea de un caudal superior al doble del máximo histórico registrado e inferior al obtenido con una ocurrencia de 1000 años y la ruptura de las represas localizadas aguas arriba del emplazamiento.

Probable” (CMP) en el sitio para incorporarlo en la base de diseño de la central. Este valor resultó de +8,45 m.

Por lo tanto, la central es capaz de tomar agua del río incluso cuando su nivel corresponde a la CMP. Se debe señalar que una crecida de esta intensidad no ocurre en forma instantánea, sino que luego de ocurrir los eventos postulados en el estudio, los cuales pueden ser previstos con cuatro meses de anticipación, la crecida tardaría alrededor de un mes en llegar al emplazamiento. A fin de actuar con la máxima anticipación posible, se debe mencionar que mediante el sistema de “Alerta Hidrológico Cuenca del Plata”, el operador de la central recibe información continua sobre los eventos hidrológicos en el río Paraná, a fin de actuar de manera preventiva ante cualquier eventualidad que pudiera ocurrir.

Es decir, la planta podría sacarse de servicio en forma preventiva hasta 4 meses antes de elevarse el nivel del río en el sitio, de manera que el calor de decaimiento sería lo suficientemente bajo para prescindir de las bombas de agua de río, dado que luego de un mes del corte del reactor, se disponen de otros sumideros de calor<sup>21</sup> para satisfacer los requerimientos de refrigeración.

### 6.6.2.2.3. Cargas de viento

La Central Nuclear Atucha II se diseñó para soportar cargas de viento de acuerdo a las recomendaciones de la Norma DIN 1055. En esta norma se define la velocidad del viento sobre las estructuras en función de sus niveles, dando como resultado determinados valores de presión en barlovento y depresión en sotavento.

### 6.6.2.2.4. Tornados

Las estructuras, sistemas y componentes relacionados con la seguridad se encuentran diseñados para soportar el tornado base de diseño, definido como clase F3 en la escala de Fujita. Asimismo, los edificios que alojan estructuras, sistemas y componentes relacionados con la seguridad son resistentes a los misiles generados por el tornado base de diseño.

## 6.6.3. Central Nuclear Embalse

(Refs. [27], [28] y [29])

### 6.6.3.1. *Criterios de diseño*

La Central Nuclear Embalse inició su construcción a mediados de la década del 70, pocos meses después de la puesta en marcha de la Central Nuclear Atucha I.

Para el diseño de la central se han considerado las normas emitidas por la agencia regulatoria canadiense de la época AECB (*Atomic Energy Control Board*). Los requerimientos de estas normas combinan enfoques deterministas con probabilistas.

A diferencia de las demás centrales nucleares emplazadas en el país, la Central Nuclear Embalse incorpora en el diseño el concepto de falla doble, es decir la falla simultánea

---

<sup>21</sup> Mediante la utilización del agua contenida en el tanque de alimentación de los generadores de vapor y de los dos tanques de abastecimiento de agua desmineralizada.

de un sistema de proceso y un sistema de seguridad. Los sistemas de proceso, cuyas fallas podrían originar un daño en los elementos combustibles, deben tener una probabilidad de falla inferior a un determinado valor, mientras que los sistemas de seguridad debían cumplir con ciertos niveles de confiabilidad para actuar ante la ocurrencia de una falla doble. En este sentido, el diseño prevé que durante la operación de la planta se deben realizar pruebas a fin de demostrar que la indisponibilidad de los sistemas de seguridad se encuentra por debajo de un cierto valor.

Por lo tanto, se adoptó el criterio de diseño de que la planta debía estar diseñada para limitar las emisiones de material radiactivo frente a dos tipos de eventos:

1. Falla de un sistema de proceso (falla simple);
2. Falla de un sistema de proceso coincidente con la indisponibilidad de un sistema frontal de seguridad (falla doble).

Adicionalmente, las normas de AECB requerían que la central debía contar con dos sistemas diversos e independientes de parada del reactor.

En cuanto a la seguridad radiológica de la instalación, como en el caso de la Central Nuclear Atucha I, se siguieron los lineamientos de las normas de Seguridad Radiológica de la época, las cuales adherían a las recomendaciones de la ICRP. Se establecieron así valores límites de dosis absorbida en forma individual y colectiva<sup>22</sup> por los miembros del público. Para situaciones accidentales, en particular para accidentes con fallas dobles, las dosis individual y colectiva para los miembros del público no debían superar los 25 rem y 10<sup>6</sup> rem respectivamente; mientras que para la operación normal y eventos de falla simple dichos límites se fijaron en 5 rem y 10<sup>4</sup> rem respectivamente.

Por lo tanto, dado que la central debe cumplir con esos límites de dosis durante los diferentes estados de planta previstos, el diseño de los sistemas de seguridad ha sido basado en los criterios mencionados anteriormente.

### 6.6.3.1.1. 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.
- Remover el calor residual para evitar fallas que podrían dar lugar a la excesiva liberación de material radiactivo al ambiente.
- Realizar el seguimiento de los principales parámetros después de un accidente a fin de evaluar el estado del sistema de suministro de vapor nuclear.
- Mantener la integridad de las barreras que limitan la emisión de material radiactivo al ambiente.

Los sistemas incluidos en el término de “sistema de seguridad” se clasifican como sistemas frontales de seguridad y sistemas de apoyo.

---

<sup>22</sup> Dosis de radiación total recibida por la población. Es la suma de todas las dosis individuales recibidas por los miembros del público, siempre haciendo referencia a las radiaciones ionizantes generadas por la central.

En el caso de la Central Nuclear Embalse, de diseño canadiense, los sistemas frontales de seguridad se prevén para limitar las emisiones de material radiactivo al ambiente en los siguientes casos: 1) falla de un sistema de proceso (falla simple) y 2) falla única de un sistema de proceso combinado con la indisponibilidad de un sistema frontal de seguridad (falla doble).

La Central Nuclear Embalse cuenta con los siguientes sistemas de seguridad frontales:

- Sistemas de Parada
- Sistema de Contención
- Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo

En ocasiones los sistemas de apoyo a la seguridad suministran los servicios requeridos para el correcto funcionamiento de los sistemas de seguridad, tales como energía y agua, pero también pueden realizar otras funciones normales de proceso, además de sus funciones de apoyo a la seguridad.

Algunos de los sistemas de apoyo de seguridad en la Central Nuclear Embalse son:

- Sistema de Suministro de Agua de Emergencia
- Sistema de Suministro de Energía de Emergencia

### 6.6.3.1.1.1. Sistema de Parada del Reactor

#### Sistema de Parada por Barras

Desde el punto de vista de la seguridad, el objetivo del Sistema de Parada por Barras es cortar la reacción en cadena rápidamente, hasta alcanzar el estado de subcriticidad, y en forma automática ante la ocurrencia de condiciones accidentales.

El sistema cuenta con veintiocho barras de parada de cadmio envainadas en acero inoxidable, un tubo guía vertical, y un mecanismo de accionamiento. El sistema apaga el reactor por la inserción de los elementos de absorción de cadmio introduciendo de esta manera la reactividad negativa requerida.

El sistema es demandado cuando dos de los tres canales de disparo son accionados. Algunos parámetros de disparo son: alta potencia neutrónica, bajo caudal de refrigerante, alta presión en el Sistema Primario de Transporte de Calor (SPTC), alta tasa logarítmica de potencia neutrónica y alta presión del edificio del reactor. El sistema cumple con su función de diseño si caen 26 de las 28 barras.

#### Sistema de Parada por Inyección de Veneno Líquido

El objetivo de este sistema es detener el funcionamiento del reactor rápida y automáticamente, independientemente del Sistema de Parada por Barras.

El sistema conduce al reactor al estado subcrítico por la inyección de veneno líquido (nitrato de gadolinio) en el moderador cuando son accionados dos de los tres canales de disparo independientes.

El sistema cuenta con seis conductos de inyección (tres a cada lado de la calandria), recipientes con solución de nitrato gadolinio, un tanque de helio, un tanque de mezclado de veneno, válvulas y cañerías.

El sistema se dispara, entre otras causas, por alta potencia neutrónica; alta presión en el SPTC y alta tasa logarítmica de potencia neutrónica y es efectivo si cinco de los seis conductos inyectan nitrato de gadolinio en la calandria.

### 6.6.3.1.1.2. Sistema de Contención

La contención es una estructura cilíndrica que envuelve los componentes nucleares del SPTC, cuya falla puede originar la liberación de una cantidad significativa de material radiactivo al ambiente.

La pared 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 fuga diaria fijada en la base de diseño es de 0,5% del volumen interno.

Debido a la gran cantidad de energía almacenada en el SPTC, la contención ha sido diseñada para soportar un aumento considerable de presión. El criterio para determinar la eficacia de la envuelta es la tasa integrada de fugas durante el periodo de aumento 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. En este caso, 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 (LOCA) y la actuación del sistema de rociado.
- El segundo método implica la actuación de un sistema cuya función es absorber la energía liberada contenida en la envuelta, lo que reduce el pico y la duración de la excursión de presión. Este sistema de absorción de energía se compone de una fuente de rociado de agua, cabezales de rociado y válvulas de disparo, junto con refrigeradores de aire.

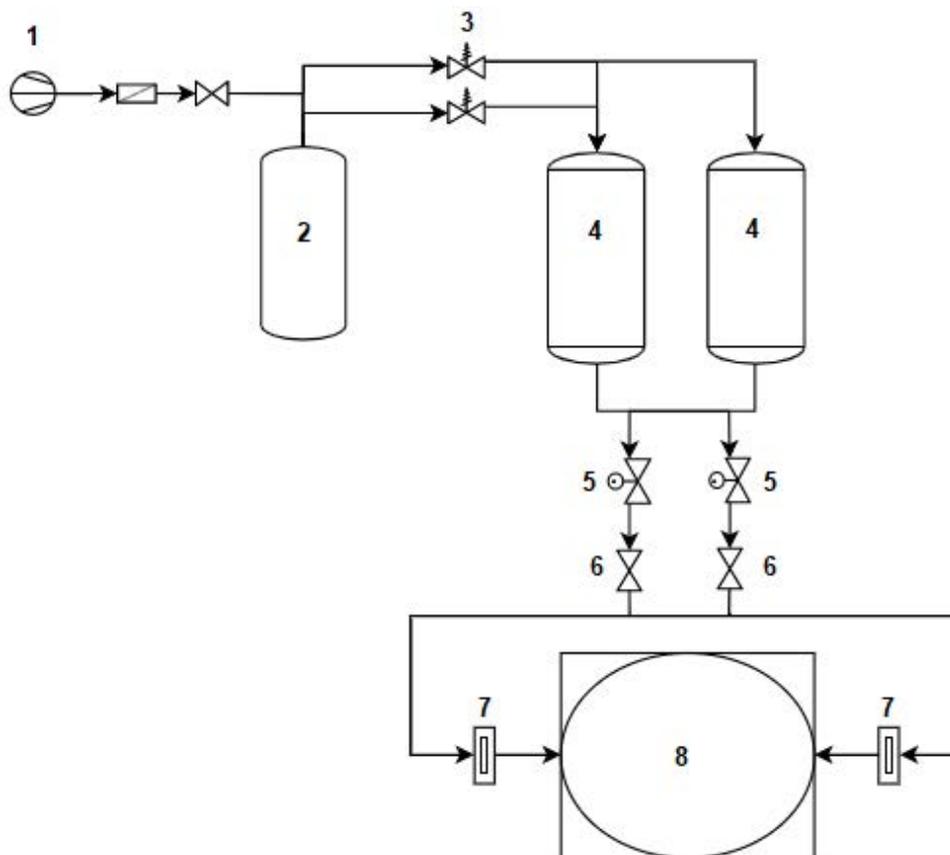
La contención comprende un número de sistemas que operan para garantizar una cierta estanqueidad del material radiactivo en situaciones accidentales. Las estructuras y sistemas que forman la contención son:

- Estructura pretensada de concreto
- Circuito de rociado automático
- Circuito enfriador de aire
- Circuito de filtrado de aire de descarga
- Sistema automático de aislación de la contención

**6.6.3.1.1.3. Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo de Emergencia**

El Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo (ECCS, *Emergency Core Cooling System*) tiene tres etapas de funcionamiento: alta, media y baja presión.

En la primera etapa se produce la inyección de agua al núcleo en forma automática e inmediata. El agua proviene de dos tanques acumuladores que son presurizados ante la demanda de actuación del sistema.

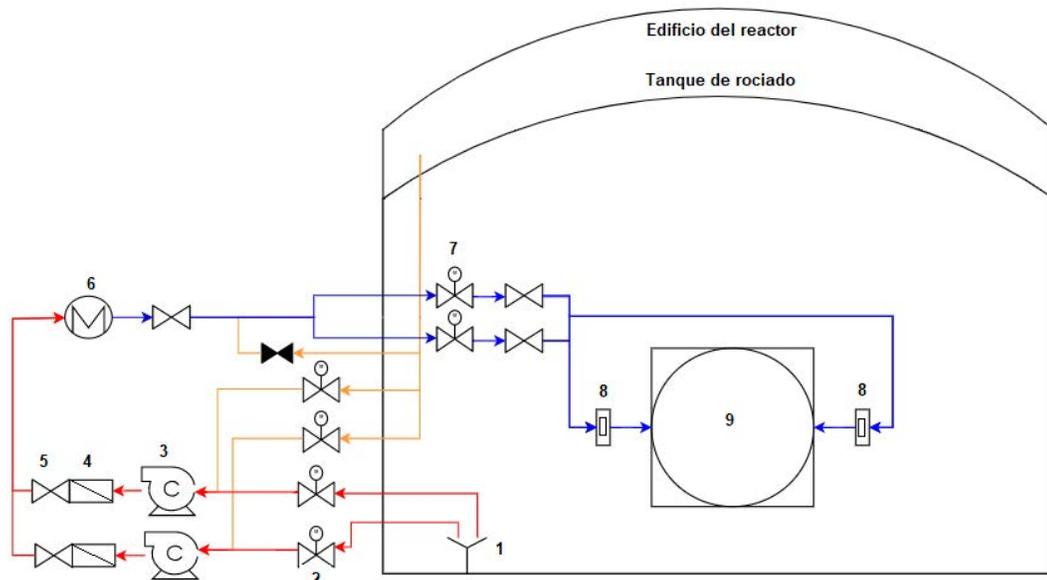


**Figura 6-9** Esquema simplificado del Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo de Alta Presión de la Central Nuclear Embalse. 1) Compresor; 2) Tanque de aire comprimido; 3) Válvulas neumáticas de apertura rápida; 4) Tanques de agua; 5) Válvulas de inyección; 6) Válvulas de prueba; 7) Discos de ruptura; 8) Reactor. Fuente: Elaboración propia.

La etapa de media presión (línea naranja de la Figura 6-10) inyecta agua desde el tanque de rociado (dousing) del edificio de contención (capacidad de 500 m<sup>3</sup>) al SPTC mediante las bombas de refrigeración de emergencia.

La etapa de inyección de emergencia de baja presión (línea roja de la Figura 6-10) toma agua desde el sumidero del edificio del reactor mediante dos bombas del 100% cada una. Esta última etapa se utiliza para la refrigeración a largo plazo.

El sistema ingresa automáticamente tras un accidente con pérdida de refrigerante, cuando la presión en el SPTC cae por debajo de un determinado valor.



**Figura 6-10** Esquema simplificado del Sistema de Refrigeración de Emergencia del Núcleo de Media (líneas naranjas) y Baja (líneas rojas) Presión de la Central Nuclear Embalse. 1) Sumidero del reactor; 2) Válvulas de aislación de la contención; 3) Bombas de reposición de agua; 4) Válvulas de retención; 5) Válvulas de aislación de la descarga; 6) Intercambiador de calor; 7) Válvulas de aislación; 8) Discos de ruptura; 9) Reactor. Fuente: Elaboración propia.

#### 6.6.3.1.1.4. Sistema de Suministro de Energía Eléctrica de Emergencia

El Sistema de Suministro de Energía Eléctrica (EPS, *Emergency Power Supply*) está diseñado para actuar como una fuente alternativa de energía eléctrica de ciertas cargas imprescindibles para llevar a la planta al estado de parada segura en situaciones accidentales cuando no esté disponible la fuente normal de suministro.

El sistema está compuesto por dos generadores diesel que operan al 100%, es decir, basta que uno de ellos funcione adecuadamente para atender a todas las cargas relacionadas con la seguridad de la central. Además, el sistema está calificado sísmicamente y 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 proveer agua al SPTC después de un terremoto.

En función de los requerimientos de confiabilidad y disponibilidad, las cargas eléctricas de la central se clasifican en Clase I, II, III y IV.

Las cargas de Clase IV pueden estar sujetas a interrupciones prolongadas y no son requeridas para el cumplimiento de las funciones de seguridad, sino para disponibilidad de la planta, es decir, para la operación a potencia de la central.

Las cargas de Clase III son energizadas desde las mismas fuentes que las de Clase IV, y en caso de falla de las mismas, a través de los generadores diesel mencionados anteriormente para el restablecimiento del suministro luego de un corto periodo de tiempo.

## EL ACCIDENTE NUCLEAR DE FUKUSHIMA: FORTALEZAS DE LAS CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS

Consiste en el suministro de energía eléctrica a las cargas necesarias para satisfacer las funciones de seguridad de la central que pueden tolerar una interrupción corta del suministro.

La Clase II suministra energía a las cargas de corriente alterna necesarias para el funcionamiento de los sistemas de seguridad, el monitoreo de las variables de planta, regulación del reactor y las válvulas de venteo de refrigeración del reactor que no pueden tolerar ninguna interrupción.

La Clase I suministra corriente continua a las cargas necesarias para los sistemas de seguridad, regulación del reactor y el monitoreo de las variables de planta que no pueden tolerar ninguna interrupción.

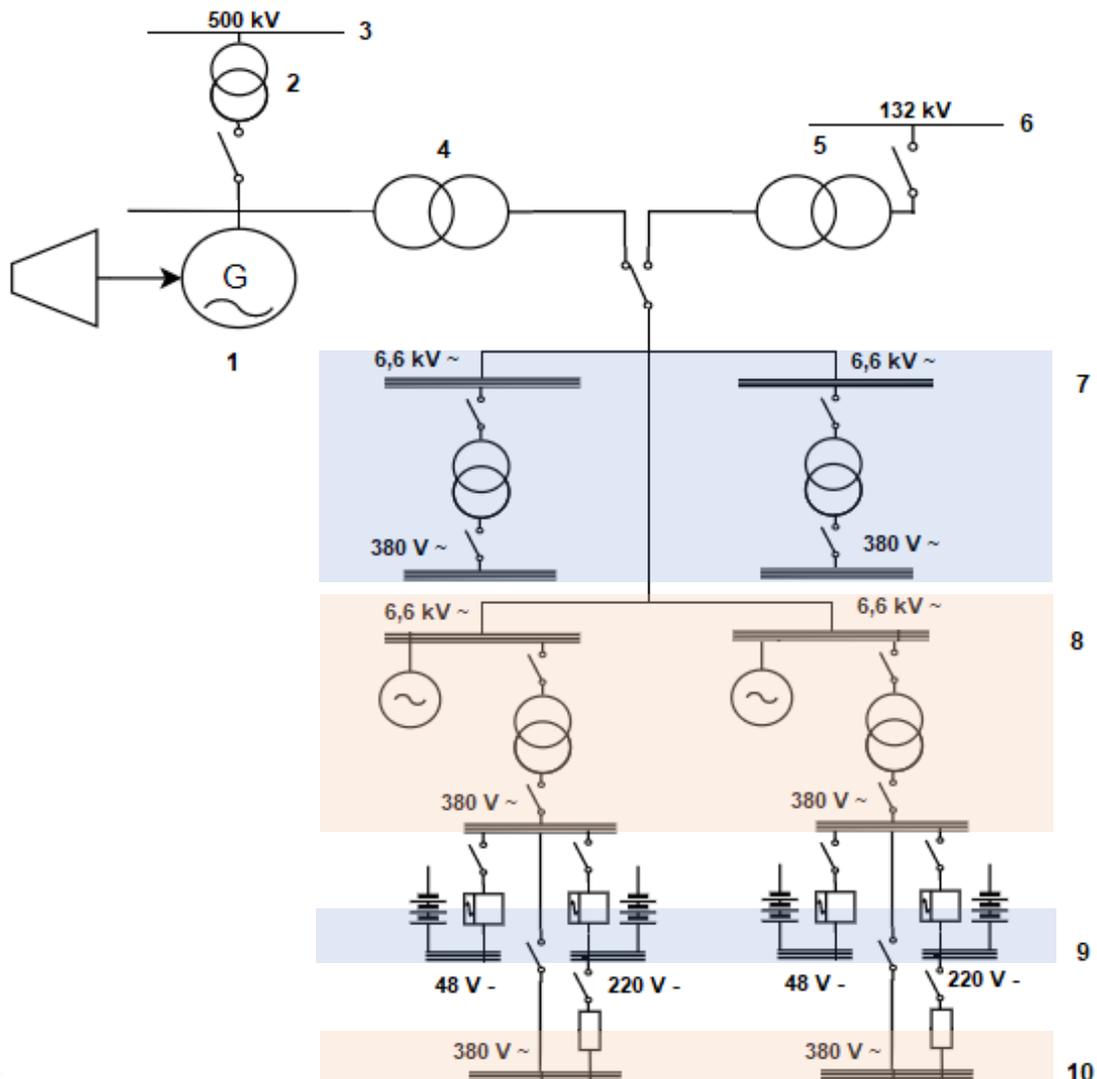


Figura 6-11 Diagrama unifilar simplificado de la Central Nuclear Embalse. 1) Generador eléctrico principal; 2) Transformador principal; 3) Línea externa de 500 kV; 4) Transformador de unidad; 5) Transformador de arranque; 6) Línea de arranque de 132 kV; 7) Clase IV; 8) Clase III; 9) Clase I; 10) Clase II. Fuente: Elaboración propia.

### 6.6.3.1.1.5. Sistema de Suministro de Agua de Emergencia

El Sistema de Suministro de Agua de Emergencia (EWS, *Emergency Water Supply*) busca garantizar la disponibilidad de agua de refrigeración, de manera que se disponga de un sumidero de calor para la eliminación del calor de decaimiento en caso de que la fuente normal de agua no se encuentre disponible.

El sistema, calificado sísmicamente, posee dos bombas que operan al 100%, cada una accionada por un motor diesel y con una cañería de succión separada e independiente. Este sistema está diseñado para ser efectivo aún con el mínimo nivel del lago de 649,6 metros. Está conectado tanto al sistema primario como secundario; y cada bomba puede impulsar el caudal suficiente para abastecer los requerimientos de agua de alimentación a los generadores de vapor para mantenerlos con el nivel requerido para asegurar la circulación por convección natural en los circuitos del primario.

### 6.6.3.2. *Eventos externos considerados en el diseño*

La Central Nuclear Embalse se encuentra localizada en la provincia de Córdoba, en el departamento de Calamuchita, en la margen meridional del Embalse del Río Calamuchita, en la península Almafuerte. En la etapa de diseño, se realizaron diversos estudios a fin de identificar los eventos externos naturales, su intensidad y frecuencia de ocurrencia, característicos en la zona de la central.

Puesto que las exigencias en torno a los eventos externos han ido cambiando a lo largo del tiempo, durante el periodo de operación de la central el operador ha llevado a cabo diversas evaluaciones en esa materia, de las cuales varias de ellas tomaron importancia a la luz del accidente nuclear de Fukushima, tal como se menciona en el capítulo 8.

A continuación, se describen los eventos externos evaluados para la seguridad nuclear y radiológica de la central.

#### 6.6.3.2.1. Sismos

En el diseño original de la planta se consideró una aceleración máxima de suelo de 0,15 g, el cual surgió de una serie de estudios sísmicos de la región realizados durante la etapa de diseño. El valor fue obtenido para una frecuencia anual de  $10^{-3}$ , adoptando el espectro de respuesta del tipo Housner utilizado para el diseño sísmico de las centrales nucleares canadienses de la época.

Durante la etapa de construcción, mediante diferentes estudios realizado por el Instituto Nacional de Prevención Sísmica (INPRES), se demostró que la aceleración máxima de suelo en el sitio es de 0,35 g, el cual corresponde a un nivel sísmico SL-2<sup>23</sup>, según la clasificación del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA). Es decir, el conocimiento posterior de la geología del sitio Embalse indicó que la sismicidad de la región era más alta que la asumida durante el diseño y la construcción de la planta.

---

<sup>23</sup> SL-1 y SL-2 corresponden a niveles de movimiento del terreno, representativos de los efectos potenciales de los sismos. El SL-1 corresponde a un sismo más probable, pero menos intenso que SL-2. En algunos países, SL-1 corresponde a un nivel con una probabilidad superior a  $10^{-2}$  por año, frente a  $10^{-4}$  para el SL-2.

A raíz de las conclusiones surgidas de las evaluaciones realizadas por INPRES, el operador contrató a la consultora *Structural Mechanics Associates* para realizar una evaluación de la capacidad de las estructuras, sistemas y componentes requeridos para conducir la planta al estado de parada segura ante un evento sísmico SL-2. Si bien la planta ha sido diseñada para un sismo de menor intensidad, muchos componentes evaluados cumplían ampliamente el nuevo criterio sísmico, debido a los criterios conservativos considerados en el diseño.

Posteriormente, en 1983, la consultora de ingeniería especializada en temas sísmicos, D'Appolonia, basándose en información geológica actualizada, realizó una evaluación determinista del riesgo sísmico en el sitio de la central, obteniéndose una aceleración sísmica de suelo de 0,26 g para el evento sísmico SL-2.

### 6.6.3.2.2. Inundaciones y bajantes

Las represas Cerro Pelado y Arroyo Corto se localizan 20 km aguas arriba de la central, mientras que la central hidroeléctrica Río Grande se localiza aguas abajo de la misma. Esta central, que utiliza el caudal del Río Tercero para su generación, cuenta con vertederos de agua a fin de evitar aumentos de nivel de agua en la región.

Por lo tanto, el vertedero define el límite de crecida máxima del embalse, el cual resulta de 657,5 m, mientras que el nivel del suelo es de 665 m, ambos niveles tomando como referencia el nivel del mar. De acuerdo a los registros hidrológicos históricos de la región, el nivel del embalse jamás ha superado los 2 m del nivel del vertedero. La diferencia de 7,5 m entre los niveles del vertedero y del suelo de la central brinda adecuada protección contra inundaciones, por lo que no se consideraron necesarias medidas adicionales para proteger a la planta contra una inundación.

Sin embargo, en los últimos años se llevó a cabo una reevaluación de las consecuencias de la ocurrencia de sismos sobre el dique existente agua abajo de la central, cuyos resultados se exponen en el capítulo 8.

### 6.6.3.2.3. Cargas eólicas

Para el diseño de la central contra las cargas originadas por vientos se consideraron las normas canadienses en esa materia, específicamente los requerimientos de la *National Building Code of Canada*. Mediante la aplicación de este código, se definió que la máxima velocidad del viento de diseño es de 150 km/h.

En base a dicha velocidad, se determinaron las tensiones totales generadas sobre los edificios de la central, debido a un conjunto de cargas, incluyendo las cargas eólicas.

## 7. CENTRAL NUCLEAR DE FUKUSHIMA DAIICHI: DISEÑO Y ACCIDENTE

### 7.1. Localización de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi

La Central Nuclear de Fukushima Daiichi, operada por la compañía TEPCO, está situada en el nordeste de Japón, a orillas del océano Pacífico Norte, entre las ciudades de Okuma y Futaba, en la prefectura<sup>24</sup> de Fukushima que se encuentra aproximadamente a 225 km al norte de Tokio. La planta está emplazada en un acantilado que originalmente tenía una altura de 35 msnm<sup>25</sup>, la cual fue reducida durante la construcción por el operador 25 msnm [32].

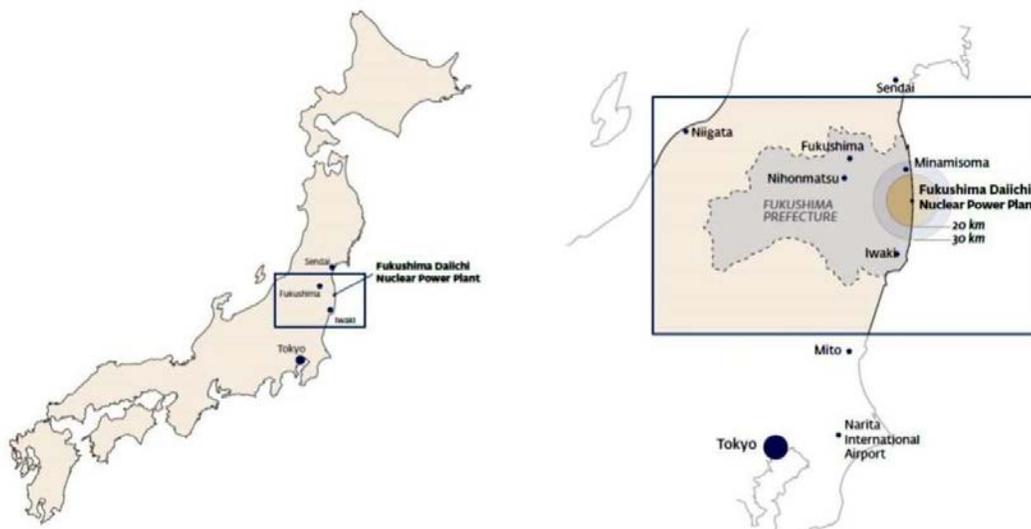


Figura 7-1 Localización de la Central Nuclear de Fukushima [32].

En marzo de 2011, la población residente en un radio de 5 km de la central era de 9.300 habitantes aproximadamente, mientras que en el radio de 20 km ese número ascendía a 78.000. Los hogares más próximos a la central se encontraban a aproximadamente 1 km de la misma, y había tres aldeas<sup>26</sup> a menos de 3 km y 18 en un radio de 5 km [33].

El área superficial de la zona de la central abarca aproximadamente 3,5 km<sup>2</sup>, en una forma semicircular que se extiende 1,5 km de este a oeste y 3 km de norte a sur. En la prefectura de Fukushima no es la única central existente, ya que 10 km al sur se encuentra la Central Nuclear de Fukushima Daiini, operada también por TEPCO.

### 7.2. Central Nuclear de Fukushima Daiichi

La Central Nuclear de Fukushima Daiichi está conformada por seis unidades o reactores nucleares del tipo BWR (*Boiling Water Reactor*). El complejo tenía una capacidad

---

<sup>24</sup> Japón está dividido en 47 jurisdicciones territoriales denominadas prefecturas.

<sup>25</sup> Metros sobre el nivel del mar.

<sup>26</sup> Ottazawa, Hosoya y Koriyama.

instalada de 4,7 GWe, ubicándose entre las 25 centrales nucleares más grandes del mundo [11].



**Figura 7-2 Disposición de las seis unidades de la Central Nuclear de Fukushima en el sitio [35].**

En la siguiente tabla se presentan las principales características de las seis unidades que integran la Central Nuclear de Fukushima Daiichi.

**Tabla 7-1 Principales características de las unidades de la Central Nuclear Fukushima [11].**

Unidad	Tecnología	Tipo de contención	Potencia bruta MW	Inicio de operación	Constructor
1	BWR-3	Mark I	460	26-03-1971	General Electric
2	BWR-4	Mark I	784	18-07-1974	General Electric y Toshiba
3	BWR-4	Mark I	784	27-03-1976	Toshiba
4	BWR-4	Mark I	784	12-10-1978	Hitachi
5	BWR-4	Mark I	784	18-04-1978	Toshiba
6	BWR-5	Mark II	1100	24-10-1979	General Electric y Toshiba

### 7.2.1. Funcionamiento de las unidades de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi

En la sección 4.3.2. se presentó una breve descripción de los reactores del tipo BWR. Sin embargo, a los fines de comprender con mayor claridad la progresión del accidente ocurrido el 11 de marzo de 2011, en esta sección se realiza una descripción más detallada del funcionamiento de esa tecnología [33].

Como se ilustra en el esquema de la Figura 7-3, los reactores BWR utilizan un ciclo de vapor directo de lazo cerrado. El fluido de trabajo es agua liviana, que actúa en forma simultánea como refrigerante y moderador.

El agua refrigerante alcanza su punto de ebullición en el interior del núcleo del reactor a una presión de aproximadamente 7 MPa, y el vapor generado se utiliza para impulsar las turbinas y producir electricidad. Tras su paso por las turbinas, el vapor se condensa transfiriéndole calor al agua proveniente de un sumidero de calor, en este caso el océano, que circula por el interior de los tubos del condensador principal. Posteriormente, mediante la utilización de bombas, se eleva la presión del condensado para su reinyección al reactor como agua de alimentación.

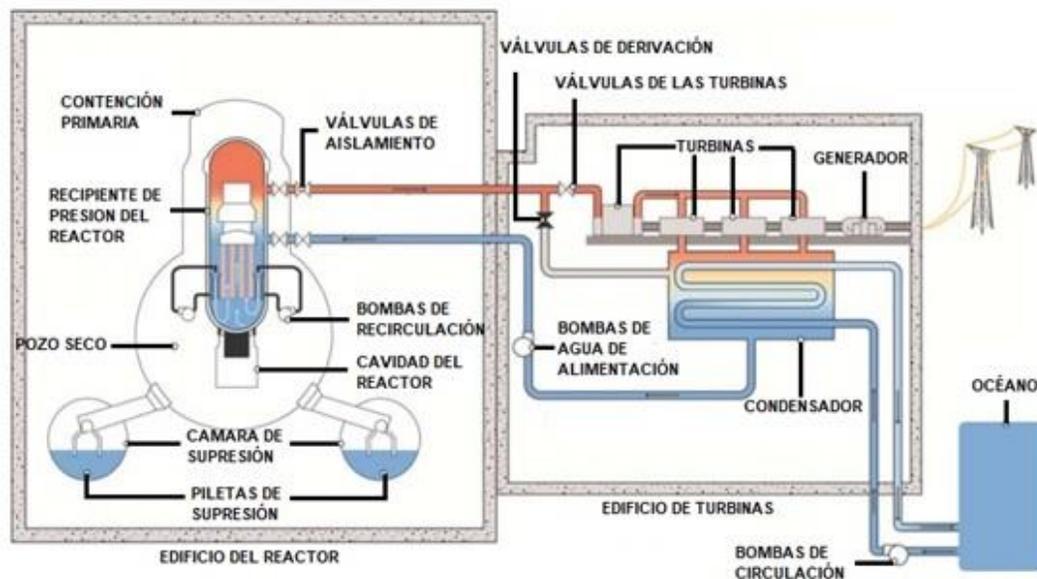


Figura 7-3 Esquema de funcionamiento de una central nuclear del tipo BWR. Fuente: OIEA.

### 7.2.2. Tipos de contención

Como se observa en la Tabla 7-1, los reactores BWR tienen diferentes tipos de contención. En el caso de las unidades de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi, se cuenta con los tipos de contención Mark I y Mark II<sup>27</sup> (Figura 7-4).

La contención Mark I (utilizado en las unidades 1, 2, 3, 4 y 5 del complejo nuclear Fukushima Daiichi) fue el primer diseño de contención de supresión de presión en los reactores BWR. Este diseño tiene una configuración similar a la forma de una lámpara eléctrica invertida, rodeado de una estructura de acero de gran tamaño en forma toroidal donde se aloja la piletta de supresión de presión. El diseño en forma de lámpara surgió de la necesidad de tener un cierre desmontable en la parte superior para el mantenimiento y reabastecimiento del reactor y disponer de suficiente espacio en la parte inferior para que pudieran caber las cañerías de recirculación.

<sup>27</sup> En otros reactores del mundo del tipo BWR se encuentra disponible un tercer tipo de contención: Mark III

La contención Mark II (utilizada en la unidad 6 del complejo nuclear Fukushima Daiichi) consiste de un domo de acero y un muro de concreto reforzado. La superficie de la contención está cubierta con una placa de acero que actúa como una membrana a prueba de fugas. El muro de contención también sirve como soporte estructural del edificio del reactor y de las piletas de reabastecimiento de combustible. El pozo seco tiene la forma de cono truncado y está situado directamente por encima de la piletta de supresión de presión. La cámara de supresión de presión es cilíndrica y se encuentra separada de la cámara seca por una losa de concreto reforzado. El pozo seco está coronado por un domo de acero elíptico llamado cabeza de pozo seco. La atmósfera inerte del pozo seco se descarga en la cámara de supresión de presión a través de una serie de tubos *downcomers* que penetran hacia abajo y se encuentran apoyados en el piso del pozo seco [34].

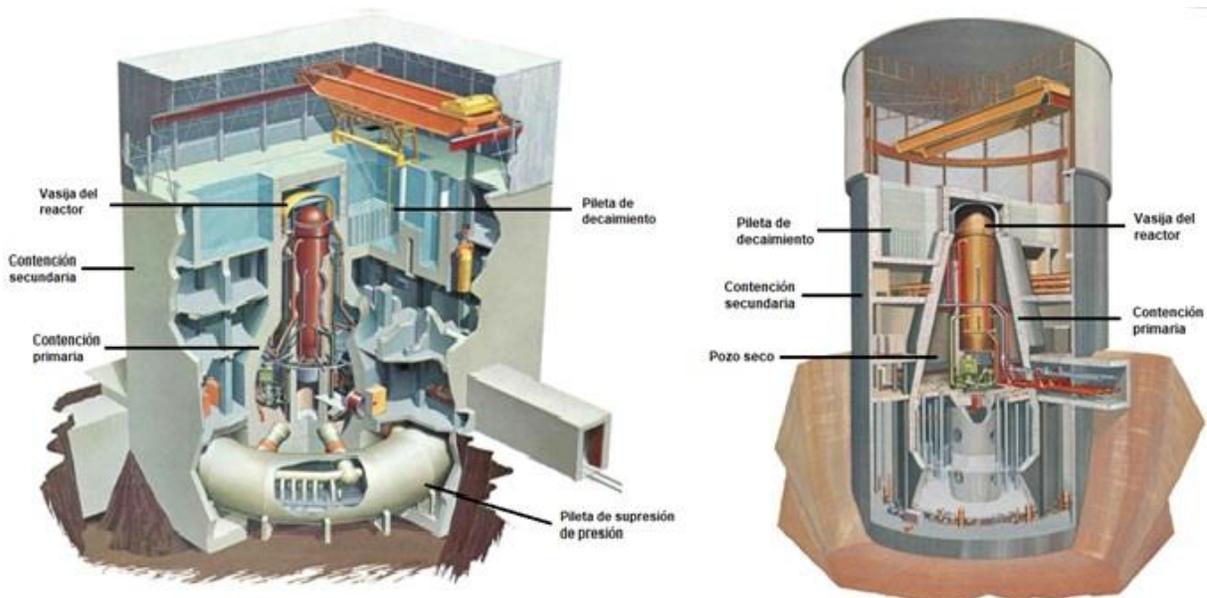


Figura 7-4 Esquema de un BWR con contención Mark I (izquierda) y Mark II (derecha) [34].

### 7.2.3. Refrigeración de la Central Nuclear de Fukushima

Los sistemas de remoción de calor en las seis unidades de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi utilizan el mar como último sumidero de calor, es decir, mediante sucesivos circuitos de refrigeración depositan en el mar parte del calor generado en el núcleo.

Cada unidad cuenta con una piletta para almacenar temporalmente los elementos combustibles que se extraen del reactor durante la operación de recambio de combustibles (aproximadamente cada 18 meses), la cual tiene la capacidad de remover la máxima potencia de decaimiento generada por los elementos combustibles retirados del reactor. Adicionalmente, la central cuenta con una instalación centralizada para el almacenamiento de elementos combustibles gastados provenientes de las seis unidades. Esta instalación es del tipo piletta de decaimiento y está situada en un edificio cerrado e independiente.

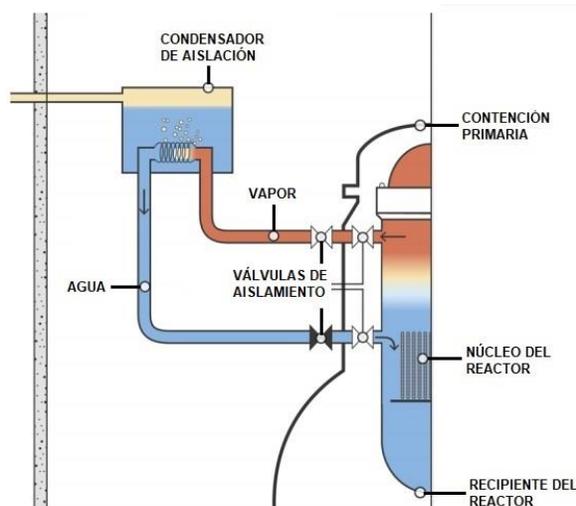
En condiciones normales, al apagar el reactor, la refrigeración del calor de decaimiento de los elementos combustibles alojados en el núcleo del reactor se realiza mediante un *bypass* a la turbina, enviando el vapor del reactor hacia el condensador principal que utiliza agua de mar como fuente fría. Teniendo en cuenta que la eficiencia termodinámica del ciclo de vapor en centrales nucleares no supera el 35%, el condensador principal debe tener una capacidad de evacuar calor superior al 65% de la máxima potencia térmica del reactor. Esta capacidad de remoción de calor es mayor que la máxima potencia de decaimiento, generada en el instante del corte del reactor que, como se mencionó en la sección 4.3.1, es de alrededor del 7% de la potencia total del reactor.

Cuando los reactores BWR se encuentran en parada, e incluso en condiciones de alta presión, también pueden evacuar el calor de decaimiento en estado aislado, es decir, sin utilizar el condensador principal. En el caso de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi, esta función se realizaba con el sistema del condensador de aislamiento en la unidad 1 (diseño más antiguo), y el sistema de refrigeración del núcleo del reactor aislado en las unidades 2 a 6, los cuales se describen a continuación.

### 7.2.3.1. Refrigeración en parada de la unidad 1

El condensador de aislamiento, presente en la unidad 1, se encuentra situado en el exterior de la contención primaria y está compuesto por dos circuitos separados y redundantes, es decir, basta el correcto funcionamiento de uno de ellos para remover adecuadamente el máximo calor de decaimiento del reactor. Por el interior de los tubos de estos circuitos circula vapor generado por el calor de decaimiento del reactor, el cual es condensado por el agua contenida en la pileta del condensador de aislamiento [33].

Como se observa en la Figura 7-5, el vapor condensado retorna al reactor por acción de la gravedad mientras que el agua de la pileta del condensador de aislamiento alcanza su punto de ebullición y el vapor generado, que en ningún momento entra en contacto con el agua del circuito primario, se ventea a la atmósfera.



**Figura 7-5** Circuito de refrigeración de la unidad 1 de la Central Nuclear de Fukushima en estado aislado. Fuente: OIEA.

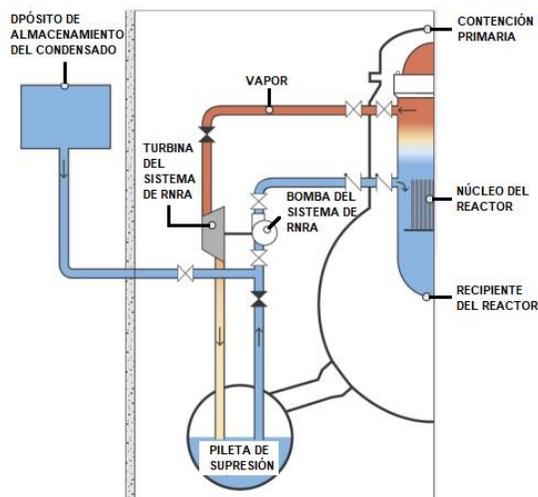
### 7.2.3.2. Refrigeración en parada de las unidades 2 a 6

El condensador de aislamiento, tal como se detalló anteriormente, fue posible incorporarlo al diseño de la unidad 1 de la Central Nuclear de Fukushima, dado que su relativa baja potencia de decaimiento permitía la refrigeración del núcleo mediante convección natural. Sin embargo, en las demás unidades, con una mayor potencia nominal respecto de la unidad 1, se requiere la utilización de equipos de bombeo a fin de que el caudal de refrigeración fuera suficiente para remover el calor de decaimiento luego del corte del reactor. En la Figura 7-6 se ilustra el esquema de este funcionamiento.

En este sentido, si bien es necesario contar con equipos mecánicos para la propulsión del refrigerante, en el diseño se contempló que éstos sean accionados por una turbina que trabaja con el vapor generado por el calor de decaimiento del núcleo del reactor. De esta manera se independiza la refrigeración del circuito primario del suministro de energía provisto por otros componentes durante un cierto tiempo.

La refrigeración del núcleo del reactor aislado, contemplado en el diseño de las unidades 2 a 6 de la Central Nuclear de Fukushima, consiste en un sistema de refrigeración de ciclo abierto compuesto por un depósito de almacenamiento de condensado. Cuando la unidad se encuentra con el núcleo aislado, el vapor generado en el interior del reactor, por el calor de decaimiento, acciona la turbina acoplada a una bomba que impulsa agua contenida en dicho depósito hacia el interior del reactor [33].

El vapor que circula por la turbina se descarga y acumula en la pileta de supresión del recipiente de contención primaria que actúa como sumidero de calor absorbiendo la parte remanente del calor de decaimiento. El agua perdida por el reactor se repone con agua procedente del depósito de almacenamiento del condensado. Cuando el depósito se vacía o la pileta de supresión se llena, es posible utilizar el agua acumulada en esta pileta, con lo cual el sistema pasa a funcionar mediante un ciclo de lazo cerrado.



**Figura 7-6** Circuito de refrigeración de las unidades 2, 3, 4, 5 y 6 de la Central Nuclear de Fukushima en estado aislado. Fuente: OIEA.

### 7.3. Marco regulatorio nuclear japonés

A raíz del accidente nuclear en Fukushima se introdujeron importantes cambios institucionales y regulatorios en la industria nuclear japonesa.

Previo al accidente, la legislación nuclear no contemplaba la aplicación de algunos principios básicos en materia de seguridad nuclear y radiológica de amplia aplicación y aceptación en la comunidad internacional nuclear. El marco regulatorio vigente al momento del accidente estaba establecido por leyes nacionales y una serie de normas de menor jerarquía emitidas por organismos gubernamentales. La rigidez del marco regulatorio quitaba a los organismos de regulación la discrecionalidad y el margen de actuación necesarias para efectuar una adecuada supervisión y control del funcionamiento de las centrales nucleares emplazadas en el país. No había una legislación que otorgara a un determinado organismo la facultad de emitir normativa en materia de seguridad nuclear y radiológica. Esta función era realizada por varios organismos gubernamentales en forma desorganizada [33].

Como consecuencia del accidente de Fukushima, el marco regulatorio nuclear ha sido reformado a fin de adecuar el funcionamiento del sector nuclear japonés a las prácticas internacionales de la industria. Con la nueva legislación se buscó definir con mayor claridad las responsabilidades de los organismos intervinientes en la industria y otorgar al ente regulador mayor autoridad para ejercer sus funciones de regulación y fiscalización [37].

#### 7.3.1. Marco regulatorio e institucional del sector nuclear antes del accidente

Previo al accidente, las actividades de regulación nuclear eran realizadas mediante interacciones complejas entre varios organismos gubernamentales e instituciones con diferentes responsabilidades en materia de seguridad nuclear (Figura 7-7) [36].

Si bien la estructura institucional regulatoria había sido revisada previo al accidente en dos oportunidades<sup>28</sup>, muchos aspectos básicos, como los relacionados con las funciones y responsabilidades de los organismos, no habían sido abordados adecuadamente.

La regulación de las instalaciones nucleares se realizaba bajo la órbita del Ministro de Economía, Comercio e Industria (METI, *Ministry of Economy, Trade and Industry*), quien estaba facultado por ley de emitir las licencias para las centrales nucleares emplazadas en el país. Las funciones del Ministro incluían además la aprobación e inspección del diseño y construcción de las instalaciones, la aprobación del programa de seguridad operacional, el plan de desmantelamiento, la recopilación de informes de los licenciatarios de las centrales nucleares y la ejecución de inspecciones en el sitio cuando fuera necesario.

El Organismo de Recursos Naturales y Energía (ANRE, *Agency of Natural Resources and Energy*), dependiente del METI, tenía a su cargo garantizar el abastecimiento energético nacional, incluyendo la producción de energía nuclear.

En materia de seguridad, el METI ejecutaba sus funciones de regulación en seguridad de las centrales nucleares a través del Organismo de Seguridad Nuclear e Industrial (NISA, *Nuclear and Industrial Safety Agency*), el cual había sido creado en 2001. NISA era el órgano

---

<sup>28</sup> 1974 y 1999

## EL ACCIDENTE NUCLEAR DE FUKUSHIMA: FORTALEZAS DE LAS CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS

regulador en materia de seguridad nuclear, es decir, era uno de los organismos que tenía la función de garantizar la seguridad en las centrales nucleares situadas en Japón. Un órgano regulador debe definir, en función a una serie de evaluaciones y estándares internacionales, un programa de inspección para poder hallar en forma independiente las debilidades de las centrales nucleares en materia de seguridad nuclear, sin embargo, en la época del accidente, las inspecciones en las instalaciones nucleares japonesas tenían una estructura rígida, y sus características y frecuencia estaban determinadas por ley. NISA no estaba facultado para modificar los términos de los planes de inspecciones definidos en la legislación, lo que restringía su capacidad de detectar las deficiencias y desviaciones relacionadas con la seguridad de las instalaciones. Este enfoque limitaba la eficacia de la inspección reglamentaria en sus funciones de detectar las cuestiones de seguridad y verificar la seguridad de las actividades llevadas a cabo por los licenciarios y del cumplimiento de la normativa.

Para llevar a cabo sus funciones, NISA contaba con el apoyo del organismo de Seguridad de Energía Nuclear de Japón (JNES, *Japan Nuclear Energy Safety*), creado en 2003 en el marco de una ley sancionada en 2002. Las principales funciones de la JNES consistían en realizar inspecciones en las instalaciones nucleares, evaluar las inspecciones periódicas, colaborar con las tareas de preparación para emergencias nucleares y coordinar los proyectos de investigación relacionados con la seguridad.

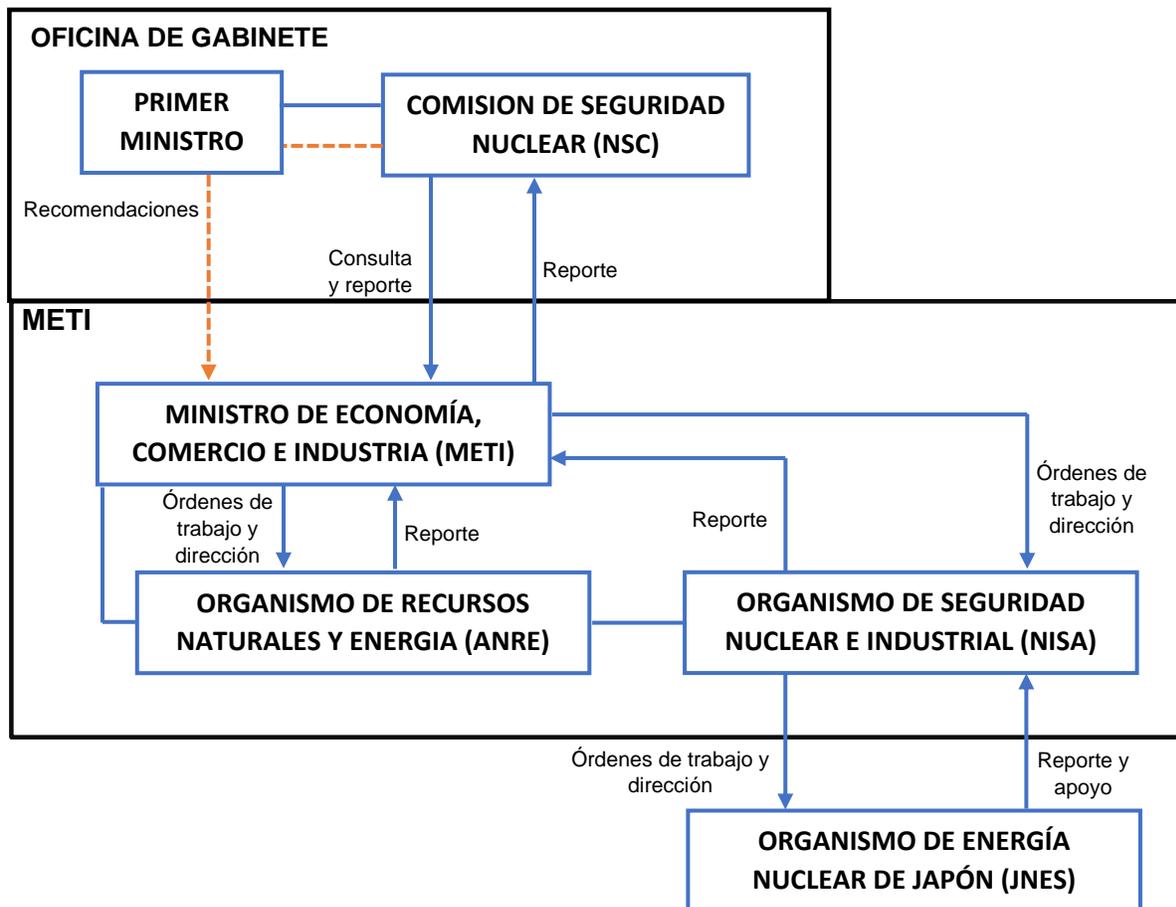


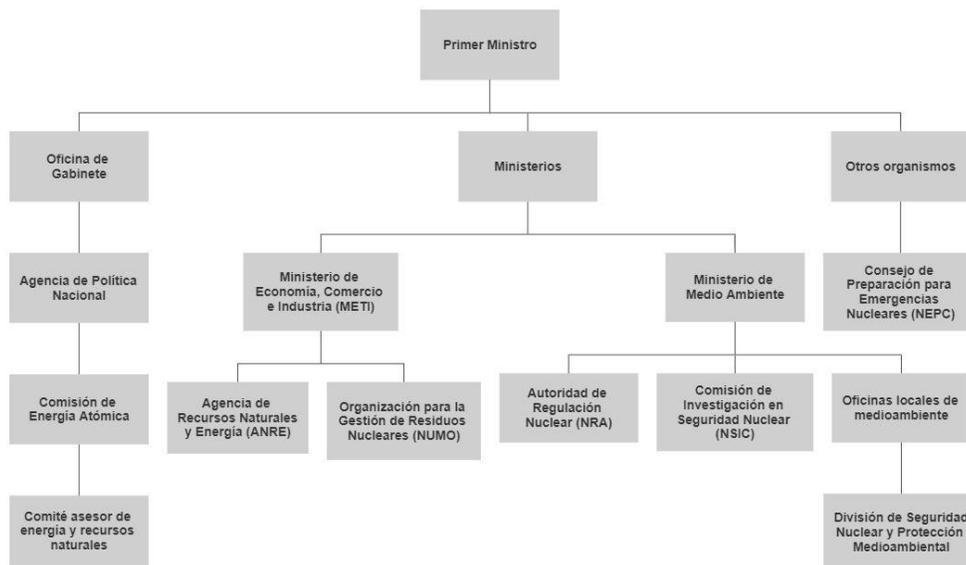
Figura 7-7 Interacción entre las principales instituciones japonesas con responsabilidad en seguridad nuclear. Fuente: Elaboración propia en base al informe de la referencia [36].

Por su parte, la Comisión de Seguridad Nuclear del Japón (NRS), situada en la Oficina del Gabinete, y dependiente del Primer Ministro, era un órgano independiente que asesoraba al Primer Ministro y tenía la función de velar por la correcta aplicación del marco regulatorio nuclear. La comisión elaboraba las guías reglamentarias referentes a la seguridad nuclear que utilizaba NISA en sus funciones regulatorias y estaba facultada por ley para solicitar informes a NISA y supervisar su desempeño. Además, realizaba evaluaciones independientes de las solicitudes de las licencias para centrales nucleares a fin de convalidar las conclusiones de NISA.

Si bien los organismos anteriormente mencionados compartían responsabilidad en materia de seguridad nuclear, el marco regulatorio nuclear de Japón había otorgado a otros organismos gubernamentales facultades regulatorias en la actividad nuclear. Por ejemplo, el Ministerio de Educación, Cultura, Deportes, Ciencia y Tecnología (MEXT, *Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology*) tenía facultades regulatorias relacionadas con la supervisión de la protección radiológica y las salvaguardias del material nuclear en las centrales nucleares, en los reactores de investigación y en otras instalaciones de investigación y desarrollo de la energía nucleoelectrónica.

### 7.3.2. Estructura institucional de la nueva autoridad reguladora

Como consecuencia del accidente, se ha llevado a cabo un proceso de reforma del marco regulatorio e institucional de la industria nuclear japonesa, mediante la cual se buscó establecer responsabilidades más claras y otorgarles mayor autoridad a los organismos de regulación. En la Figura 7-8 se ilustra la estructura institucional de los organismos con competencia en la industria nuclear.



**Figura 7-8 Organismos con competencia en la industria nuclear japonesa post-accidente.**  
**Fuente: Elaboración propia en base a información del NRA.**

Quizá el principal cambio institucional fue la creación, en septiembre de 2012, de la Autoridad de Regulación Nuclear (NRA, *Nuclear Regulation Authority*) que, si bien es un

organismo que funciona en la órbita del Ministerio de Medio Ambiente, es considerada una institución independiente que no es controlada ni supervisada por ningún organismo gubernamental. Se intenta de esta manera separar la función legislativa de la ejecutiva que se mantiene a cargo del METI.

La NRA asume el control de la JAEA (*Japan Atomic Energy Agency*) y NIRS (*National Institute of Radiological Science*), organismos que antes dependían del Ministerio de Educación y Ciencia. La NRA es el organismo encargado de elaborar y emitir la normativa en materia nuclear, incluyendo seguridad nuclear, instalaciones nucleares y regulación sobre material nuclear y residuos nucleares.

Al momento de su creación, la NRA tenía la misión de revisar el entonces vigente marco normativo relativo a la seguridad de las centrales nucleares, a fin de establecer una nueva normativa superadora es pos de proteger a las personas y el medio ambiente.

Se introdujeron exigencias regulatorias tendientes a evitar las pérdidas de las funciones de seguridad a raíz de una misma causa. Asimismo, la evaluación realizada por la NRA incorporó aspectos relacionados con los eventos naturales considerados en el diseño de las centrales nucleares y se adoptaron nuevas exigencias en relación al suministro eléctrico para que la central pudiera soportar un evento de *black-out* durante un cierto periodo de tiempo.

Además, la nueva normativa incorporó exigencias de contramedidas para hacer frente a accidentes severos<sup>29</sup> que pudieran provocar daños al núcleo y al recipiente del reactor, la difusión de materiales radiactivos, medidas mejoradas para la inyección de agua en las piletas de combustible gastado y la instalación de un edificio para la respuesta de emergencia.

Posteriormente, en marzo de 2014, la NRA se fusionó con el JNES, asumiendo las funciones que estaban a cargo de los organismos NSC y NISA que fueron disueltos.

El nuevo Comité de Investigación en Seguridad Nuclear (NSIC, *Nuclear Safety Investigation Committee*), dependiente del Ministerio de Medio Ambiente asumió algunas de las tareas de la ex NSC. NSIC es la encargada realizar investigaciones en caso de accidentes nucleares [37].

#### **7.4. Eventos externos considerados en el diseño de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi**

Como se mencionó en la sección 6.4, los eventos externos son sucesos originados por razones ajenas al funcionamiento de la central que, por su severidad, pueden comprometer la seguridad radiológica y nuclear de la instalación. Se incluyen aquí tanto los eventos naturales como los provocados por el hombre. Sin embargo, teniendo en cuenta las características del accidente nuclear ocurrido en la Central Nuclear de Fukushima Daiichi, objeto de estudio en este trabajo, en lo sucesivo se hará hincapié en las previsiones de diseño respecto de los eventos sísmicos e inundaciones.

Dado que las seis unidades que integran la Central Nuclear de Fukushima Daiichi han sido construidas en las décadas del 60 y 70, el diseño original de las mismas contempló las

---

<sup>29</sup> Accidentes no contemplados en la base de diseño de la instalación.

exigencias definidas en la normativa vigente en esa época. Los permisos para la construcción de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi fueron otorgados por la autoridad competente entre 1966 (unidad 1) y 1972 (unidad 6).

La definición de los eventos externos considerados en la base de diseño de una central nuclear debe ser consistente con las características de la región donde se encuentra emplazada. Japón está localizado en el cruce de cuatro placas tectónicas: placas Norteamericana, del Mar de Filipinas, Euroasiática y del Pacífico, las cuales se rozan y chocan entre sí, haciendo que esta región sea de alta sismicidad. Los sismos se producen tanto en las fosas oceánicas (interplaca), situadas en los límites entre las distintas placas tectónicas, como a lo largo de las fallas activas en el interior de una misma placa (intraplaca).



**Figura 7-9 Placas tectónicas alrededor de Japón. Fuente: nippon.com**

La actividad sísmica en la Fosa de Japón se produce principalmente en la zona de subducción comprendido en límite entre las placas Norteamericana y del Pacífico [39].

### 7.4.1. Sismo base de diseño

En el diseño original de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi se consideró una aceleración sísmica máxima de 0,27 g para las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad, mientras que las demás estructuras de la central han sido diseñadas para soportar una aceleración sísmica máxima de 0,18 g [38].

En las décadas del 60 y 70 la definición del sismo base de diseño de las centrales nucleares se basaba en estudios conservativos de los registros sísmicos históricos. Sin una justificación de estudios tectónicos suficiente y sin considerar la experiencia de eventos sísmicos ocurridos en zonas con características geológicas similares, inicialmente se consideró que el máximo sismo que podría ocurrir en la zona de la Central Nuclear de

Fukushima Daiichi era de magnitud 8  $M_w$ <sup>30</sup>. Los estudios sísmicos disponibles en esa época descartaban la posibilidad de la ocurrencia de un sismo de magnitud 9<sup>31</sup> en la costa de la prefectura de Fukushima, a pesar de que en otras zonas del mundo, con características tectónicas similares a la región donde se encuentra situada la central, se habían registrado en las últimas décadas sismos de magnitudes de ese orden e incluso superiores<sup>32</sup> [33].

En 1978 se emitió una guía regulatoria relacionada con la revisión del sismo base de diseño de las centrales nucleares emplazadas en Japón. Sin embargo, puesto que al momento de la emisión de esta guía cinco unidades de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi se encontraban en operación comercial mientras que la unidad 6 estaba próxima a su puesta en marcha, se decidió que la definición del nivel del sismo de revisión se determinara en base a los registros sísmicos históricos y los estudios geológicos realizados con criterios vigentes previo a la emisión de la guía. Los resultados de la evaluación arrojaron que las instalaciones de la central cumplían los nuevos requerimientos regulatorios en materia sísmica.

### 7.4.2. Niveles de inundaciones considerados en el diseño

Los eventos de inundación considerados en el diseño original de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi se han basado en estudios e interpretación de los registros históricos de sismos y tsunamis ocurridos en el mundo. En la época del diseño y construcción de la central no se contaban con registros históricos de inundaciones ocurridas en la prefectura de Fukushima ni con información sobre tsunamis producidos por sismos con epicentro en el mar frente al emplazamiento.

Por lo tanto, dado que no se disponían de registros de fuentes de tsunamis en la región, para la definición del máximo nivel de inundación contemplado en el diseño se decidió adoptar como evento el tsunami provocado por el sismo ocurrido en 1966 en Chile, uno de los de mayor magnitud registrado en la historia. Este tsunami alcanzó la costa de la prefectura de Fukushima originando un nivel de inundación de 3,1 msnm, el cual fue adoptado en el diseño de la central [33].

### 7.4.3. Evaluaciones de eventos externos realizadas durante la operación de la central

Como se mencionó en la sección 7.4.1, luego del inicio de la construcción de la Central Nuclear de Fukushima se ha emitido una guía regulatoria relacionada con la evaluación sísmica de las centrales nucleares emplazadas en Japón, cuyas exigencias han sido cumplidas exitosamente en las seis unidades de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi. En 1995, Japón informó a la Convención de Seguridad Nuclear que el cumplimiento de estas exigencias ha sido verificado por la Agencia de Recursos Naturales del Ministerio de Comercio Internacional (MITI) [33].

---

<sup>30</sup> Escala sismológica de magnitud de momento.

<sup>31</sup> El accidente en la Central Nuclear Fukushima Daiichi del 11 de marzo de 2011 fue provocado justamente por un sismo de magnitud 9.

<sup>32</sup> En 1960 se produjo en la zona de Valdivia, Chile, un sismo de magnitud 9,5  $M_w$  mientras que en 1964 se produjo un sismo en Alaska de magnitud 9,2 en dicha escala.

Pese a que el marco regulatorio nuclear japonés no contemplaba la realización periódica y sistemática de evaluaciones de sismos y de tsunamis, el operador de la Central Nuclear de Fukushima había realizado varias reevaluaciones de eventos externos durante la operación comercial de la central. En 1993 las autoridades solicitaron la realización de nuevas evaluaciones de seguridad considerando el reciente tsunami generado por el sismo de Hokkaido-Nansei-Oki en el norte de Japón. Un año más tarde, TEPCO concluyó que el nivel máximo posible de olas por tsunamis en la costa de la central era de 3,4 m. Posteriormente, en 2002, se reevaluaron los niveles de inundación originados por tsunamis utilizando una metodología desarrollada por la Sociedad de Ingenieros Civiles de Japón (JSCE, *Japan Society of Civil Engineers*), la cual utilizaba un modelo de fuente estándar para los tsunamis locales, basado en los datos históricos, y suponía que a lo largo de la Fosa de Japón no se producía ningún sismo que pudiera generar un tsunami. Como resultado de este estudio, el nivel máximo de las olas de los posibles tsunamis previsto en la región central ascendió a 5,7 m [38].

En 2006 se emitió una revisión de la normativa asociada al diseño sísmico de las centrales nucleares, en la cual se incluyeron consideraciones relacionadas con tsunamis provocados por sismos intra e interplaca tectónicas y la actualización de los registros sísmicos ocurridos a nivel mundial. En base a esta revisión, NISA solicitó a los operadores de centrales nucleares la realización de evaluaciones que contemplen las nuevas exigencias sísmicas incluyendo un plan de implementación de mejoras. La aceleración máxima del suelo surgida los nuevos estudios sísmicos resultó de 0,6 g [38].

A mediados de 2007, durante el proceso de implementación de las medidas surgidas de la nueva evaluación sísmica, se produjo un sismo en Niigata-Chuetsu-Oki, registrándose en la Central Nuclear Kawazaki-Kariwa<sup>33</sup> movimientos sísmicos en el suelo que excedieron su base de diseño. Frente a esta nueva situación, el METI solicitó incluir en las evaluaciones sísmicas que se encontraban en curso la experiencia obtenida del reciente evento sísmico.

En base a una serie de estudios basados en la metodología de JSCE, en 2009 TEPCO concluyó que el máximo nivel de inundación esperable en el sitio de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi era de 6,1 m. Como resultado de esta nueva estimación se introdujeron cambios en el diseño de la instalación que consistieron principalmente en la elevación del nivel de las bombas que toman agua del mar para evacuar el calor residual del núcleo. Pese a ello, no se había considerado ninguna otra medida de seguridad para hacer frente al nuevo escenario de inundación [38].

Paralelamente, en el periodo 2007-2009, TEPCO llevó a cabo una evaluación basada en la metodología propuesta por la Sede para la Promoción de la Investigación de Terremotos (HERP, *Headquarters for Earthquake Research Promotion*), postulándose en este caso la ocurrencia de un sismo de magnitud 8,3  $M_W$  con epicentro en la Fosa de Japón. Se concluyó que un sismo de esta magnitud podría originar un tsunami de 15,7 m de altura en la Central Nuclear de Fukushima Daiichi, similar al ocurrido posteriormente el 11 de marzo de 2011. Pese a ello, TEPCO, NISA y otras organizaciones del sector nuclear japonés habían acordado que

---

<sup>33</sup> La central Nuclear Kawazaki-Kariwa se encuentra localizada en la prefectura de Niigata, en la costa del mar de Japón, a unos 260 km al oeste de la Central Nuclear Fukushima Daiichi. La planta es operada por TEPCO.

este nuevo nivel debía ser ratificado por nuevas evaluaciones, por lo que al momento del accidente aún no se había tomado ninguna medida para hacer frente al nuevo nivel de máxima inundación [33].

#### 7.4.4. Consideraciones del concepto de defensa en profundidad en el diseño de la central

En la sección 6.3 se introdujo el concepto fundamental de “defensa en profundidad” para el diseño de las centrales nucleares, el cual ha ido perfeccionándose a lo largo del tiempo.

En el caso del diseño de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi se contemplaron aspectos para hacer frente a los tres primeros niveles de defensa en profundidad (Tabla 6-1): 1) Prevención de operación anormal y fallas; 2) Control de operación anormal y fallas; y 3) Control de accidentes para limitar las liberaciones radiológicas y prevenir el daño al núcleo.

En cuanto al cuarto nivel, relacionado con el control de accidentes con fusión del núcleo, durante la etapa de operación de la central se elaboró, en el marco del Programa de Accidentes Severos, un conjunto de estrategias para hacer frente a accidentes no contemplados en la base de diseño de la central. De esta manera se buscó evaluar y establecer de antemano las medidas para asegurar el cumplimiento de las funciones de seguridad ante el eventual deterioro de los tres primeros niveles de defensa en profundidad. Para la ejecución de las estrategias contempladas en el Programa de Accidentes Severos, se debe contar con información sobre las variables esenciales de seguridad y los medios para reducir la presión del reactor, requiriéndose para ello al menos la disponibilidad de ciertos instrumentos, componentes y suministro de corriente continua [38].

Debe señalarse que, como consecuencia del accidente ocurrido el 11 de marzo de 2011 en la Central Nuclear de Fukushima Daiichi, los medios y acciones destinados a proteger los cuatro niveles de defensa en profundidad previstos no estuvieron disponibles para cumplir con las funciones de seguridad de refrigeración y contención en las unidades que se encontraban en operación al momento del inicio del accidente. A raíz de ello, se produjeron importantes liberaciones de material radiactivo al ambiente desde esas unidades.

### 7.5. **Eventos externos que originaron el accidente y consecuencias en las instalaciones**

#### 7.5.1. Sismo y sus consecuencias en la central

El 11 de marzo de 2011 a las 14:46 hs<sup>34</sup> se produjo un fuerte sismo de magnitud 9  $M_w$  con epicentro localizado a 178 km al nordeste de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi. Este evento sísmico fue originado por una gran emisión de energía en la zona de subducción de las placas del Pacífico y Norteamericana.

---

<sup>34</sup> 02:46 hs de Argentina, 05:46 hs UTC (*Universal Time Coordinated*)



**Figura 7-10** Localización del epicentro del sismo ocurrido el 11 de marzo de 2011 y de las centrales nucleares emplazadas en la región. Fuente: OIEA.

El sismo fue causado por el movimiento conjunto de varias regiones sísmicas *offshore* de las prefecturas de Miyagi, Fukushima e Ibaraki. El comité de expertos del Consejo Central de Prevención de Desastres (*Central Disaster Prevention Council*) de Japón ha señalado que el sismo masivo de magnitud 9 debido al movimiento de varias regiones no fue posible predecirlo a partir de los registros de cientos de años de historia de los sismos ocurridos en el país. El sismo principal tuvo una duración aproximada de dos minutos, seguido de una serie de fuertes réplicas, y figura entre los eventos sísmicos de mayor magnitud ocurridos en la historia, los cuales se han generado principalmente en la placa tectónica del Pacífico. Pese a que las aceleraciones sísmicas registradas fueron superiores a las consideradas en la base de diseño de la central, tras el sismo no se evidenciaron daños significativos en las estructuras, sistemas y componentes relacionados con la seguridad de la central.

Cuando se produjo el sismo, las unidades 1, 2 y 3 de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi se encontraban operando a potencia, mientras que las unidades 4, 5 y 6 estaban fuera de servicio por parada programada. Las unidades que se encontraban en operación salieron inmediatamente de servicio luego de que los sensores sísmicos detectaran el movimiento del suelo, garantizándose de esta manera el cumplimiento de la función de seguridad de control de reactividad en todas las unidades [38].

Como se mencionó en la sección 4.3.1, luego del corte de un reactor nuclear se requiere seguir refrigerando el núcleo debido al calor de decaimiento generado por los productos de fisión. Por lo tanto, a fin de evitar la fusión de los elementos combustibles alojados en el núcleo de los reactores de la central, se debía disponer de los sistemas de refrigeración de parada, los cuales requieren para su funcionamiento el abastecimiento de energía eléctrica. Sin embargo, a raíz del sismo, los sistemas internos y externos de suministro eléctrico normal resultaron dañados. Para esta situación, el diseño había contemplado el funcionamiento de generadores diesel de emergencia, los cuales se pusieron inmediatamente

en marcha para reestablecer el abastecimiento de energía eléctrica a los sistemas requeridos para conducir y mantener la planta en condiciones de parada segura.

Inmediatamente luego del sismo, se produjo el desacople de las turbinas en las unidades 1, 2 y 3 que, junto con la indisponibilidad del condensador, ocasionó un desbalance energético durante los primeros instantes que derivó en un aumento de presión y temperatura en el núcleo de esas unidades. Este desbalance se debió a que la potencia térmica generada por el decaimiento de los productos de fisión, luego del disparo de los reactores, no podía ser evacuada mediante el trabajo mecánico en las turbinas ni remoción de calor en el condensador, acumulándose de esta manera energía en forma de presión y temperatura en el núcleo. Este transitorio inicial fue mitigado y controlado por los sistemas de refrigeración previstos para el funcionamiento de los reactores en estado aislado, descritos en la sección 7.2.3.

En la siguiente tabla se muestra el estado de las seis unidades de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi antes e inmediatamente luego de la ocurrencia del sismo:

**Tabla 7-2 Estado de las unidades de las Central Nuclear de Fukushima Daiichi antes y después del sismo.**

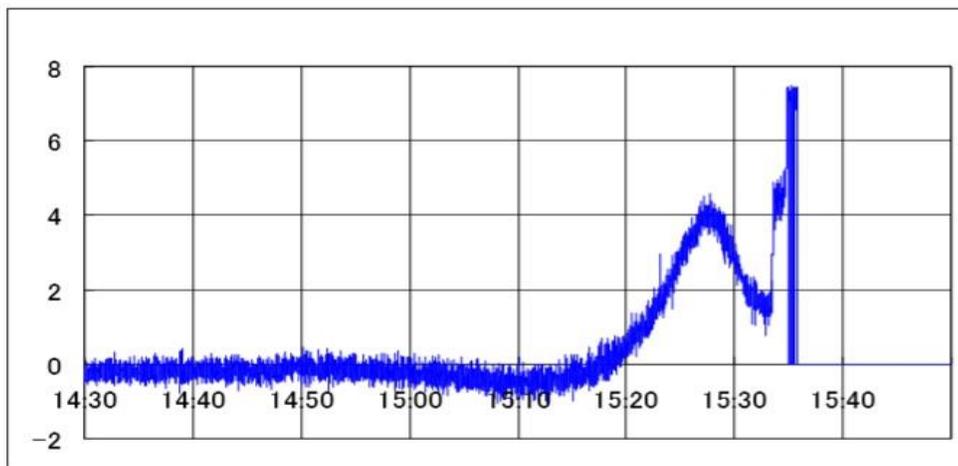
<b>Unidad</b>	<b>Estado antes del sismo</b>	<b>Estado luego del sismo</b>
1	Operación a potencia	Fuera de servicio. Núcleo aislado. Refrigeración mediante el condensador de aislamiento. Reposición de agua a las piletas de decaimiento no disponible. Sistema eléctrico de emergencia disponible. Baterías disponibles.
2	Operación a potencia	Fuera de servicio. Elevado calor de decaimiento en el núcleo. Refrigeración del núcleo del reactor aislado. Reposición de agua a las piletas de decaimiento no disponible. Sistema eléctrico de emergencia disponible. Baterías disponibles.
3	Operación a potencia	Fuera de servicio. Elevado calor de decaimiento en el núcleo. Refrigeración del núcleo del reactor aislado. Reposición de agua a las piletas de decaimiento no disponible. Sistema eléctrico de emergencia disponible. Baterías disponibles.
4	Fuera de servicio. Núcleo sin elementos combustibles	Fuera de servicio. Núcleo sin elementos combustibles. Elevado calor de decaimiento en piletas. Reposición de agua a las piletas de decaimiento no disponible. Sistema eléctrico de emergencia disponible. Baterías disponibles.
5	Fuera de servicio. Reactor presurizado, pero con bajo calor de decaimiento.	Fuera de servicio. Reactor a alta presión. Bajo calor de decaimiento en el núcleo. Reposición de agua a las piletas de decaimiento no disponible. Sistema eléctrico de emergencia disponible. Baterías disponibles.
6	Fuera de servicio. Reactor a baja temperatura y baja presión. Bajo calor de decaimiento	Fuera de servicio. Reactor a baja temperatura y baja presión. Bajo calor de decaimiento en el núcleo. Reposición de agua a las piletas de decaimiento no disponible. Sistema eléctrico de emergencia disponible. Baterías disponibles.

En la sección 7.2.3 se mencionó que la Central Nuclear de Fukushima Daiichi disponía de una pileta de decaimiento central, donde se alojaban los elementos combustibles provenientes de las seis unidades. En esta pileta central también hubo inconvenientes para reponer agua de refrigeración por lo que, como en las piletas de decaimiento de cada unidad, la temperatura del agua y de los elementos combustibles almacenados en la misma comenzó a elevarse.

Por lo tanto, como resultado del evento sísmico, salvo la refrigeración de los elementos combustibles gastados fuera del reactor, la planta había actuado conforme al diseño, por lo que la situación se encontraba bajo control. Un punto a destacar es que los criterios conservativos adoptados en el diseño permitieron que la planta pudiera soportar un sismo de magnitud mayor que el considerado en su base de diseño.

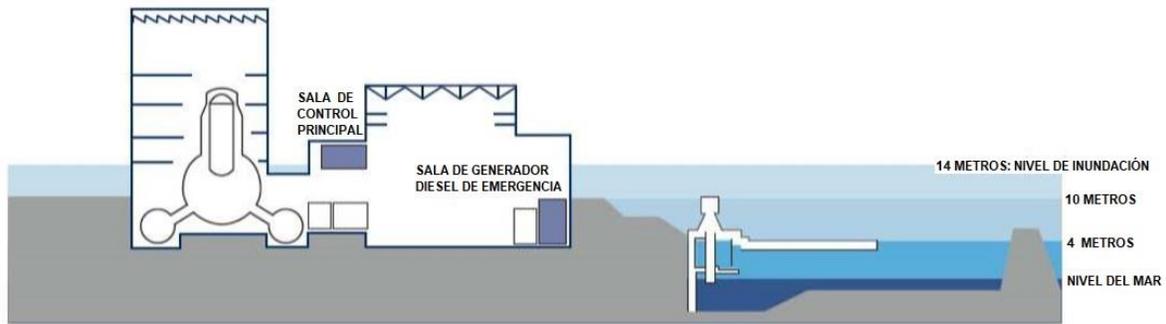
### 7.5.2. Tsunami y sus consecuencias en la central

Aproximadamente 40 minutos después del sismo, un gran tsunami provocado por el mismo alcanzó las costas de la prefectura de Fukushima. TEPCO señaló que este tsunami fue el cuarto más grande de la historia y el más grande registrado en Japón. En la siguiente figura se muestra la evolución de la altura de las olas registrada durante los primeros instantes del accidente por un medidor de marea *off-shore* de TEPCO situado a 1,5 km de la costa de la central [38].



**Figura 7-11 Nivel de las olas de tsunami en la costa de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi. Fuente: TEPCO.**

Se observa en la Figura 7-11 que las primeras olas de tsunamis llegaron al sitio de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi aproximadamente a las 15:27 hs, las cuales alcanzaron una altura máxima de 4 a 5 metros y fueron contenidas por las estructuras previstas para proteger las instalaciones contra tsunamis. Luego, la altura descendió en forma continua durante varios minutos, hasta que a las 15:33 hs se registró nuevamente un aumento de la altura de las olas, alcanzándose a las 15:35 el valor máximo de la escala del medidor de marea (7,5 m). De acuerdo a lo informado por TEPCO, el nivel de inundación fue de aproximadamente 11,5 a 15,5 m en las unidades 1 a 4 y de 13 a 14,5 m en las unidades 5 y 6 [38].



**Figura 7-12** Esquema simplificado de los niveles de las estructuras e inundación generada por el tsunami [32].

Aunque el nivel máximo del segundo grupo de olas no pudo medirse directamente, según el OIEA [33], a las 14:42 hs este grupo de olas alcanzó un nivel de entre 14 y 15 metros, ocasionando la destrucción de gran parte de las estructuras de la central y la inundación de todo el sitio.

Como consecuencia de las inundaciones generadas por el tsunami, se dañaron las bombas que tomaban agua del mar para atender las necesidades de refrigeración de la central, por lo que se imposibilitó la refrigeración de los sistemas y componentes esenciales de la central a través de dichas bombas, incluyendo los generadores diesel de emergencia refrigerados por agua.

Cada unidad de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi disponía de dos generadores diesel, de los cuales tres de ellos (uno de la unidad 2, uno de la unidad 4 y uno de la unidad 6) eran refrigerados por aire, razón por la cual no fueron afectados por el daño de las bombas de toma de agua de mar. Sin embargo, el tsunami produjo la destrucción de estructuras asociadas al suministro eléctrico de emergencia de las unidades 2 y 4, quedando únicamente disponible el generador diesel refrigerado por aire de la unidad 6. Por lo tanto, luego del tsunami, las unidades 1 a 5 quedaron sin el abastecimiento de energía eléctrica de emergencia necesario para mantener dichas unidades en condición de parada segura.

Por otra parte, para el monitoreo de los parámetros esenciales de la planta y el funcionamiento de determinados componentes de seguridad, como los de "ejecución pasiva/inicio activo" descritos en la sección 6.5.2, ante un evento de *black-out* total, en el diseño de las seis unidades se había previsto disponer de suministro de corriente continua, mediante baterías, durante un periodo de ocho horas. Sin embargo, como consecuencia de la inundación, las baterías y conexiones eléctricas de las unidades 1, 2 y 4 quedaron bajo agua, por lo que los operadores de estas unidades no pudieron continuar monitoreando los parámetros esenciales de las unidades. Debido a que la central no contaba con instrucciones para actuar ante la ocurrencia de pérdida simultánea de energía eléctrica alterna y continua, los operadores y el personal del centro de respuesta a la emergencia tuvieron que tomar medidas improvisadas para hacer frente a la situación.

En las demás unidades (3, 5 y 6) el suministro de corriente continua se mantuvo disponible, por lo que los operadores de estas unidades pudieron realizar el seguimiento de las principales variables y del estado de los sistemas. En el caso de la unidad 3, con alta

potencia de decaimiento por su reciente corte del reactor, la disponibilidad de corriente continua permitió reducir la presión del núcleo mediante la apertura de las válvulas de alivio. Se decidió llevar adelante una reducción de usuarios<sup>35</sup> de energía a fin de disponer de las baterías durante el mayor tiempo posible. No fue posible el alivio de presión en las unidades 1 y 2, ya que las mismas tenían sus fuentes de corriente continua dañadas. Por su parte, la pérdida de corriente continua no generó grandes inconvenientes en la unidad 4, dado que los elementos combustibles del núcleo se hallaban en las piletas de decaimiento [33].

En la siguiente tabla se muestra el estado de las seis unidades de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi luego del tsunami:

**Tabla 7-3 Estado de las unidades de las Central Nuclear de Fukushima Daiichi inmediatamente después del tsunami.**

Unidad	Estado de la central luego del tsunami
1	Fuera de servicio. Elevado calor de decaimiento en el núcleo. Reactor a alta presión y alta temperatura. Refrigeración del núcleo no disponible. Insuficiente refrigeración de las piletas de decaimiento. Suministro eléctrico normal no disponible. Sistema eléctrico de emergencia no disponible. Baterías no disponibles.
2	Fuera de servicio. Elevado calor de decaimiento en el núcleo. Reactor a alta presión y alta temperatura. Refrigeración del núcleo del reactor aislado disponible. Insuficiente refrigeración de las piletas de decaimiento. Suministro eléctrico normal no disponible. Suministro eléctrico de emergencia no disponible. Baterías no disponibles.
3	Fuera de servicio. Elevado calor de decaimiento en el núcleo. Reactor a alta presión y alta temperatura. Refrigeración del núcleo del reactor aislado disponible. Insuficiente refrigeración de las piletas de decaimiento. Suministro eléctrico normal no disponible. Suministro de eléctrico de emergencia no disponible. Baterías disponibles.
4	Fuera de servicio. Núcleo sin elementos combustibles. Elevado calor de decaimiento en piletas de decaimiento. Insuficiente refrigeración de las piletas de decaimiento. Suministro eléctrico normal no disponible. Suministro eléctrico de emergencia no disponible. Baterías no disponibles.
5	Fuera de servicio. Reactor a alta presión. Bajo calor de decaimiento en el núcleo del reactor. Refrigeración del núcleo no disponible. Insuficiente refrigeración de las piletas de decaimiento. Suministro eléctrico normal no disponible. Suministro eléctrico de emergencia no disponible. Baterías disponibles.
6	Fuera de servicio. Reactor a baja temperatura y baja presión. Bajo calor de decaimiento en el núcleo del reactor. Insuficiente refrigeración de las piletas de decaimiento. Suministro eléctrico normal no disponible. Suministro eléctrico de emergencia disponible. Baterías disponibles.

---

<sup>35</sup> La reducción de usuarios consiste en desconectar las cargas no esenciales, prolongando así el tiempo de uso de las baterías y abasteciendo únicamente las cargas necesarias para conducir a la planta a un estado seguro y mantenerse en el mismo.

### 7.6. Progresión del accidente en las distintas unidades

Tal como se observa en la Tabla 7-3, los eventos naturales ocurridos no afectaron de la misma manera a todas las unidades. La insuficiente refrigeración del núcleo, el elevado calor de decaimiento y la pérdida del suministro eléctrico condujeron a la unidad 1 a la situación más comprometida de la central. En el otro extremo, la unidad 6 era la que tenía el panorama menos adverso, ya que además de contar con suministro eléctrico de emergencia requerido para el funcionamiento de los sistemas y componentes esenciales, el núcleo se encontraba a presión atmosférica y el calor de decaimiento era bajo.

Debe señalarse que en el diseño de la central no se contempló el evento de “pérdida total de suministro de energía eléctrica”<sup>36</sup>, ocurrido el 11 de marzo de 2011 en 5 unidades. Frente a esta situación, las autoridades evaluaron aplicar las estrategias de refrigeración definidas en el Programa de Gestión de Accidentes Severos, con lo cual surgieron dos alternativas de reposición de agua al núcleo de los reactores [33]:

1. Inyección de agua a alta presión.
2. Inyección de agua a baja presión mediante la utilización de unidades móviles contra incendios y bombas fijas contra incendios.

La primera alternativa requería reestablecer el suministro de energía eléctrica, mientras que para llevar a cabo la segunda opción se debía reducir la presión del reactor por debajo de un cierto valor en cada una de sus unidades.

Durante el transcurso del accidente, la situación más crítica se da en los primeros días, dado que en este periodo las necesidades de refrigeración del núcleo son las más elevadas. A medida que transcurre el tiempo, los requerimientos de evacuación de calor disminuyen progresivamente conforme lo hace el calor de decaimiento, aunque el núcleo del reactor debe mantenerse siempre refrigerado.

En esta sección se realiza una descripción de la progresión del accidente en las distintas unidades de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi, desde su inicio hasta su finalización. Dadas las situaciones disímiles respecto de la gravedad de la situación, se establecieron diferentes condiciones para dar por finalizado el accidente en las distintas unidades, las cuales se detallan en la siguiente tabla:

---

<sup>36</sup> Pérdida total del suministro de energía eléctrica corresponde a la indisponibilidad simultánea de suministro normal de energía eléctrica y de los generadores diesel de emergencia (*black-out* de corriente alterna). Por diseño, la planta podía hacer frente a este evento únicamente en el corto plazo.

**Tabla 7-4 Condiciones de finalización del accidente definidas para las distintas unidades de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi**

<b>Unidad</b>	<b>Condición para finalizar el accidente</b>
1	1) Lograr una reducción significativa de las emisiones de material radiactivo y de las tasas de dosis; 2) Alcanzar ciertos valores en los parámetros esenciales de planta que indiquen las condiciones de estabilidad en el reactor.
2	1) Lograr una reducción significativa de las emisiones de material radiactivo y de las tasas de dosis; 2) Alcanzar ciertos valores en los parámetros esenciales de planta que indiquen las condiciones de estabilidad en el reactor.
3	1) Lograr una reducción significativa de las emisiones de material radiactivo y de las tasas de dosis; 2) Alcanzar ciertos valores en los parámetros esenciales de planta que indiquen las condiciones de estabilidad en el reactor.
4	Garantizar la refrigeración de las piletas de decaimiento*
5	Alcanzar el estado de parada fría**
6	Alcanzar el estado de parada fría**

\* El núcleo de la unidad 4 se encontraban sin elementos combustibles

\*\* En reactores de potencia, el estado de parada fría corresponde a una situación en la cual la temperatura y la presión en el núcleo se mantienen en forma estable a lo largo del tiempo por debajo de ciertos valores preestablecidos.

#### 7.6.1. Evolución del accidente en la unidad 1

En la Tabla 7-3 de la sección 7.5.2 se detalla el estado de la unidad 1 luego del tsunami. Partiendo de esta situación, se describen a continuación, en forma cronológica, los principales sucesos ocurridos en esa unidad durante el transcurso del accidente [33].

**18:18 hs, 11.03.11** – Desde el momento en que se dañaron las baterías (cerca de las 15:35 hs), se perdió el conocimiento del estado de los sistemas de la planta. Aproximadamente 3,5 horas luego del evento sísmico, se pudo confirmar que el sistema de refrigeración del núcleo de parada se encontraba fuera de servicio. Los operadores intentaron ponerlo en funcionamiento, mediante la apertura de las válvulas de aislamiento (Figura 7-5), sin embargo, esta acción no prosperó. Ante la frustración de esta medida, se arribó a la conclusión de que la función de seguridad de refrigeración del núcleo se había perdido desde el retiro de servicio del condensador de aislamiento realizado por los operadores<sup>37</sup> antes del tsunami, por lo que el núcleo de esa unidad se estuvo calentando desde ese momento.

**19:03 hs, 11.03.11** - En base a una serie de informes emitidos por el centro de respuesta a la emergencia de la central, sobre el estado de la unidad 1 y de las demás unidades, el Gobierno de Japón declaró la emergencia nuclear.

---

<sup>37</sup> Siguiendo los procedimientos de planta, instantes previos a la llegada del tsunami al emplazamiento, los operadores habían sacado de servicio el condensador de aislamiento.

**20:07 hs, 11.03.11** – Las mediciones locales indicaban que la presión en el núcleo del reactor aún se mantenía en valores cercanos a la de operación a potencia (aproximadamente 7 MPa), lo cual imposibilitaba reponer agua al condensador de aislamiento mediante las unidades móviles contra incendios o las bombas fijas contra incendios. Para refrigerar el reactor por estas vías, se requería despresurizar el reactor por debajo de 0,8 MPa.

**20:50 hs, 11.03.11** - Considerando la declaración nacional de emergencia nuclear y en base a una evaluación de las incertidumbres de la situación de la unidad por la falta de monitoreo de las variables esenciales, las autoridades locales de la prefectura de Fukushima ordenaron evacuar a la población residente en un radio de 2 km alrededor de la central.

**21:51, 11.03.11** – El personal midió altos niveles de radiación en el interior del edificio del reactor. Esta situación hizo suponer que se estaba produciendo una pérdida de refrigerante del núcleo del reactor, lo que podía resultar en una pronta fusión del núcleo.

**23:50, 11.03.11** – Se realizaron mediciones de la presión en el interior de la contención primaria, lo cual sacó a la luz los grandes problemas en torno a la función de seguridad de confinamiento. La presión en el interior de la contención primaria era superior a la presión máxima considerada en su diseño. En consecuencia, las autoridades de la central decidieron ordenar el inicio de los preparativos para ventear el recipiente de contención primaria.

**01:48 hs, 12.03.11** – Durante los preparativos para realizar el venteo de la contención primaria, el personal encontró que las bombas fijas contra incendios no se encontraban disponibles, por lo que la estrategia de inyectar agua en el núcleo del reactor a través de las mismas ya no era viable. Por lo tanto, se decidió utilizar el agua contenida en las cisternas de los camiones de bomberos (unidades móviles contra incendios), los cuales estaban conectados a un orificio de inyección del edificio de turbinas. Esta estructura había sido instalada el año anterior como medida de protección contra incendios a partir de la experiencia ganada en el sismo de Niigata-Chuetsu-Oki ocurrido en el 2007.

**04:19 hs, 12.03.11** – Se registró un fuerte descenso de la presión en el reactor, con lo cual se pudo comenzar a inyectar agua al núcleo del reactor desde la única unidad móvil contra incendios disponible en ese momento. La cisterna de esta unidad tenía aproximadamente una capacidad de una tonelada, por lo que la inyección de agua se realizaba en forma intermitente dado que, cada vez que se agotaba el contenido de la cisterna, se la realizaba la reposición de agua desde un depósito situado en el emplazamiento, para lo cual se debía interrumpir la operación de inyección. Un punto a señalar es que la reducción de presión en el reactor tuvo lugar sin ninguna acción del personal ni de los sistemas de planta, lo que indicaba que, por alguna vía desconocida, se estaba fugando refrigerante del núcleo del reactor. Los niveles de radiación registrados en la entrada de la central confirmaron este suceso, por lo que se estaba liberando al ambiente radionucleídos en forma no controlada desde la contención primaria, es decir, se había deteriorado esa barrera de confinamiento.

**05:44 hs, 12.03.11** – A raíz de las condiciones radiológicas en el sitio, el gobierno decidió extender a 10 km la zona de evacuación.

**08:16 hs - 12.03.11** – El personal de la unidad había estado trabajando para inyectar agua al núcleo del reactor directamente desde el depósito de reposición de agua a la única unidad

móvil contra incendios disponible. Casi 17,5 horas luego del inicio del *black-out*, se comenzó con la inyección en forma continua de agua desde ese depósito.

**09:02, 12.03.11** – Luego de recibir la confirmación por parte de las autoridades de la prefectura de Fukushima que la evacuación del pueblo de Okima había finalizado, se iniciaron las tareas de manipulación de las válvulas para definir una ruta de venteo de la contención.

**14:30 hs, 12.03.11** – Se inició con la operación de venteo controlado. Pese a que no hubo ningún aumento inmediato significativo en las mediciones de radiación dentro del sitio, una hora después de iniciado el venteo controlado, se registraron niveles de tasas de dosis cercanos a 1 mSv/h en el límite del emplazamiento.

**14:53 hs, 12.03.11** – Debido a que el contenido de agua en el depósito se estaba agotando, se tuvo que cortar la inyección de agua al núcleo por esta vía. En consecuencia, las autoridades de la central decidieron inyectar agua de mar que se había acumulado tras el tsunami en un pozo en la zona de la unidad 3, ya que el mismo era el único sumidero disponible en ese momento. Los trabajos para implementar esta estrategia de refrigeración duraron cerca de media hora.

**15:30 hs, 12.03.11** – Inmediatamente luego de producirse el *black-out*, se había gestionado la provisión externa de equipos móvil de alimentación eléctrica. Poco después de las 24 horas del *black-out* en la central, este equipamiento estaba disponible en la central y se pudo reestablecer el suministro de energía eléctrica a los componentes esenciales para la seguridad, iniciándose de esta manera la inyección de agua de mar al núcleo del reactor. Para las conexiones eléctricas se utilizó un transformador de la unidad 2 que se encontraba disponible. Esta operación se mantuvo apenas unos minutos, dado que una explosión en el edificio del reactor destruyó gran parte de las instalaciones.

**15:36, 12/03/11** – Pocos minutos después de reestablecerse el suministro de energía eléctrica, se produjo una explosión en el interior del edificio del reactor que causó importantes daños en la estructura superior del reactor. La explosión fue generada por el hidrógeno producido en el núcleo del reactor<sup>38</sup>. A raíz de esta explosión, el centro de respuesta a la emergencia solicitó la evacuación del personal de las unidades 1 a 4, permaneciendo en la sala de control común de esas unidades únicamente el personal imprescindible. Si bien la explosión no ocasionó grandes daños en la contención primaria, se registraron importantes daños en la contención secundaria (edificio del reactor). La explosión no solo destruyó los sistemas de inyección de agua del mar al núcleo y las instalaciones eléctricas instaladas en las últimas horas, sino que también dificultó su reparación debido a la presencia de gran cantidad de escombros, y las altas tasas de dosis generadas por éstos.

**19:04, 12.03.11** – Se repararon y sustituyeron los equipos dañados por la explosión. Se reinició la inyección de agua al reactor desde varias unidades móviles contra incendios y del pozo en la zona de la unidad 3 donde se había acumulado agua de mar. Ante la posibilidad de que se alcance nuevamente la criticidad, se añadió veneno neutrónico<sup>39</sup> al agua de inyección para asegurar la función de seguridad de control de reactividad.

---

<sup>38</sup> El aumento de temperatura en el núcleo del reactor favorece la producción de hidrógeno como consecuencia de la reacción química entre el agua y el material de la vaina combustible.

<sup>39</sup> Ácido bórico

**01:10 hs, 14.03.11** - Dado que el contenido de agua en el pozo se estaba acabando, se tuvo que cortar la inyección por esta vía. De esta manera, la refrigeración del núcleo quedó suspendida hasta que se pudiera reponer el agua en ese depósito. Sin embargo, no fue posible retomar esta estrategia de refrigeración dado que una explosión en el edificio del reactor de la unidad 3 dañó el circuito de inyección de agua al núcleo de la unidad 1.

**19:00 hs, 14.03.11** – Luego de varias horas de trabajo, se reinició el suministro de agua de mar al núcleo del reactor, esta vez directamente desde el océano. El núcleo del reactor estuvo sin reposición de agua durante aproximadamente 18 horas. A partir de este momento, se mantuvo la reposición de agua al núcleo del reactor en forma continua.

**15:46 hs, 20.03.11** – Luego de 9 días en estado de *black-out*, se reestableció el suministro de energía eléctrica en la unidad. Con esta acción, se inició la refrigeración de las piletas de decaimiento.

**00:00 hs, 16.12.11** – Luego de alcanzarse las condiciones detalladas en la Tabla 7-4 para la unidad 1, el gobierno de Japón declaró el fin del accidente nuclear en esta unidad.

### 7.6.2. Evolución del accidente en la unidad 2

En la Tabla 7-3 de la sección 7.5.2 se detalla el estado de la unidad 2 luego del tsunami. Partiendo de esta situación, se describen a continuación, en forma cronológica, los principales sucesos ocurridos en esa unidad durante el transcurso del accidente [33].

**21:02 hs, 11.03.11** – A raíz del daño de las baterías, en esta unidad tampoco se disponía de las indicaciones del estado del sistema de refrigeración del núcleo ni de los valores de presión y temperatura en el mismo. Ante esta situación de incerteza, se planteó el peor escenario, es decir, que el sistema de refrigeración del núcleo del reactor aislado se encontraba fuera de servicio y se estimó que el núcleo quedaría descubierto cerca de las 21:40.

**21:23 hs 11.03.11** – De acuerdo al escenario planteado por el operador, el Primer Ministro de Japón emitió una orden de evacuar a toda la población residente en un radio de 3 km de la central, mientras que los que se encontraban a una distancia entre 3 y 10 km debían permanecer en el interior de sus hogares.

**02:10 hs, 12.03.11** – El personal de planta ingresó al recinto donde se localizaba el sistema de refrigeración del núcleo aislado y observó que el mismo se encontraba en funcionamiento. Por lo tanto, se pudo confirmar que la función de seguridad de refrigeración del núcleo se estaba ejecutando.

**10:15 hs, 13.03.11** – Puesto que era necesario realizar trabajos de manipulación de válvulas en el interior del edificio, de manera preventiva se decidió definir una ruta de venteo de la contención. Los trabajos para efectuar el venteo duraron poco más de 45 minutos, sin embargo, como la presión en el interior de la contención era baja, esta maniobra no pudo efectuarse.

**12:05 hs, 13.03.11** – Habiéndose frustrado la operación de venteo, las autoridades de la central consideraron la posibilidad de la falla del sistema de refrigeración del núcleo aislado que, hasta ese momento, se encontraba en funcionamiento desde hace casi 48 horas. Por

esta razón, se iniciaron los trabajos requeridos para inyectar agua de mar al núcleo del reactor a través del sistema contra incendios.

**13:00 hs, 14.03.11** – Mediciones realizadas por el personal evidenciaron bajo nivel de refrigerante en el núcleo del reactor mientras que la presión en su interior había aumentado. Esta situación indicaba la falla del sistema de refrigeración del núcleo aislado, tal como se había previsto el día anterior.

**13:05 hs, 14.03.11** – Luego de que se confirmara la falla del sistema de refrigeración del núcleo aislado, se decidió inyectar agua de mar al núcleo a través del sistema de protección contra incendios, sin embargo, la elevada presión del reactor impidió la refrigeración por esa vía. Frente a esta situación, se decidió reducir la presión del núcleo del reactor a través de las válvulas de alivio para poder así inyectar agua a baja presión.

**20:00 hs, 14.03.11** – Habiéndose efectuado de manera exitosa las maniobras de despresurización del reactor, se inició la inyección de agua de mar mediante el sistema de protección contra incendios.

**21:55 hs, 14.03.11** – Los medidores de radiación situados en la contención detectaron elevados niveles de tasa de dosis respecto de los valores obtenidos horas atrás.

**22:30 hs, 14.03.11** – El personal observó que las presiones en el reactor y en la contención primaria comenzaron a incrementarse.

**22:50 hs, 14.03.11** – La presión en la contención primaria superó el valor de diseño. Ante esta situación, durante tres o cuatro horas se abrieron las válvulas de alivio para reducir la presión en el reactor y poder así inyectar agua de mar. Como resultado de esta acción, la presión en la contención aumentó aún más, mientras tanto el personal intentaba abrir las válvulas de venteo para aliviar la presión de la contención. Esta última acción no resultó exitosa.

**23:39 hs 14.03.11** - Se emitió una declaración de emergencia por aumento anormal de la presión en la vasija del reactor.

**04:17 hs, 15.03.11** – Se informó a las autoridades gubernamentales que las maniobras de despresurización de la contención y del reactor habían fracasado y que la presión en la contención seguía en aumento.

**06:14 hs, 15.03.11** – El aumento de presión en la contención provocó finalmente una explosión en el emplazamiento, e inmediatamente se evidenció una caída de presión en la contención, puntualmente en la cámara de supresión, hasta alcanzar valores atmosféricos, lo que indicaba una posible pérdida de la función de confinamiento y la emisión no controlada de material radioactivo al ambiente. Como consecuencia de este hecho, las autoridades de la central ordenaron que todo el personal, excepto los que cumplían con funciones de monitoreo y de respuesta a la emergencia, se dirigiera a un lugar radiológicamente seguro.

**09:00 hs, 15.03.11** – Los dosímetros localizados en la entrada principal de la central midieron una tasa de dosis cercana a 12 mSv/h, la más alta registrada desde el inicio del accidente.

**11:00 hs, 15.03.11** – A raíz de la situación radiológica evidenciada por el personal de la central, las autoridades gubernamentales emitieron una orden para que toda la población residente a una distancia entre 20 y 30 km de la central permaneciera en el interior de sus hogares.

**15:46 hs, 20.03.11** – Luego de 9 días en estado de *black-out*, se reestableció el suministro de energía eléctrica en la unidad. Con esta acción, se inició la refrigeración de las piletas de decaimiento.

**00:00 hs, 16.12.11** – Luego de alcanzarse las condiciones detalladas en la Tabla 7-4 para la unidad 2, el gobierno de Japón declaró el fin del accidente nuclear en esta unidad.

### 7.6.3. Evolución del accidente en la unidad 3

En la Tabla 7-3 de la sección 7.5.2 se detalla el estado de la unidad 3 luego del tsunami. Partiendo de esta situación, se describen a continuación, en forma cronológica, los principales sucesos ocurridos en esa unidad durante el transcurso del accidente [33].

**11:36 hs, 12.03.11** – El personal de planta observó la salida de servicio del sistema de refrigeración del núcleo aislado. El núcleo del reactor se había estado refrigerando en forma ininterrumpida a través de este sistema desde el inicio del accidente. Aunque se realizaron varios intentos, no fue posible reestablecer el funcionamiento del sistema, por lo que el nivel de agua en el núcleo comenzó a descender.

**12:35 hs, 12.03.11** – El agua del núcleo en el reactor alcanzó el nivel de disparo del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo de alta presión, el cual mantuvo inundado el núcleo con agua durante un cierto periodo de tiempo.

**02:45 hs, 12.03.11** – Luego de 14 horas de funcionamiento ininterrumpido del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo de alta presión, se advirtió la posibilidad del corte del sistema, dado que la turbina de accionamiento de la bomba de dicho sistema debía detenerse por el bajo caudal de vapor que se estaba generando en el núcleo en ese momento. Esta situación finalmente ocurrió minutos más tarde, cuando la turbina se detuvo en forma automática, tal como estaba previsto por diseño, al caer la presión en el núcleo por debajo de cierto valor.

**04:30 hs, 12.03.11** – Ante la salida de servicio del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo de alta presión, se decidió inyectar agua al núcleo del reactor mediante la utilización de las bombas fijas contra incendios de baja presión. Los operadores intentaron reducir la presión del reactor mediante la apertura de las válvulas de alivio del reactor, sin embargo, esta acción fracasó y la presión del reactor aumentó por encima del valor requerido para efectuar la inyección de agua a través de dichas bombas. Por lo tanto, luego de casi 35 horas del inicio del *black-out*, el núcleo del reactor quedó sin refrigeración.

**05:15 hs, 12.03.11** – Dada la imposibilidad de llevar a cabo la función de seguridad de refrigeración, se decidió inyectar agua al núcleo del reactor mediante las unidades móviles contra incendios. Asimismo, se ordenó iniciar los preparativos para ejecutar las maniobras correspondientes de venteo de la contención.

**05:21 hs, 12.03.11** – Se iniciaron los trabajos para inyectar agua de mar al núcleo del reactor desde un pozo donde se había acumulado agua luego del tsunami, utilizando para ello las cañerías del sistema de protección contra incendios. Luego de una hora, la línea de inyección de agua de mar se encontraba instalada, sin embargo, como se contaba con suficiente agua en las unidades móviles contra incendios, se decidió priorizar esta vía de refrigeración. Para

ambas estrategias de refrigeración se requería baja presión en el núcleo del reactor, por lo que el personal inició las maniobras preparativas de apertura de las válvulas de alivio y seguridad del reactor.

**08:41 hs, 13.03.11** – Las líneas de venteo de la contención se encontraban disponibles para aliviar presión, sin embargo, la presión en el interior de la contención era baja para efectuar la maniobra.

**09:08 hs, 13.03.11** – Mientras el personal realizaba las maniobras para abrir las válvulas de seguridad y alivio, se registró una caída brusca de presión en el reactor, sin poder confirmar la apertura de dichas válvulas. Simultáneamente se produjo un aumento de presión en el interior de la contención, lo que indicaba que hubo una gran pérdida de refrigerante desde el interior del reactor a la contención.

**09:25 hs, 13.03.11** – La presión del reactor disminuyó por debajo de los niveles requeridos para la inyección de agua desde las unidades móviles contra incendios. Se inició la refrigeración del núcleo del reactor por esta vía.

**13:12hs, 13.03.11** – Luego de agotarse el agua contenida en las cisternas de las unidades móviles contra incendios, se inició la inyección de agua de mar al núcleo del reactor desde un pozo donde se había acumulado agua luego del tsunami.

**14:15 hs, 13/03/11** – Los dosímetros midieron una alta tasa de dosis, cercana al 1 mSv/h, cerca de los límites del emplazamiento. Esto fue inmediatamente comunicado a las autoridades gubernamentales.

**14:38 hs, 13.03.11** – La tasa de dosis en el ingreso del edificio del reactor se encontraba entre 100 y 300 mSv/h, mientras que en la zona de la sala de control de la unidad 3 era superior a 12 mSv/h, por lo que los operadores recibieron la orden de dirigirse a la zona de la unidad 4. Considerando estos niveles de radiación, se infirió que se había producido una emisión no controlada de radionucleídos desde la unidad 3, lo cual implicaba que también se había liberado hidrógeno.

**14:45 hs, 13.03.11** – Ante la posible explosión por la generación de hidrógeno, se evacuó a todo el personal de la sala de control principal común de las unidades 3 y 4, y de las zonas cercanas a la unidad 3, incluyendo los que se encontraban en el área del pozo de agua de mar, con lo cual se tuvo que suspender momentáneamente la reposición de agua de mar en el núcleo.

**17:00 hs, 13.03.11** – Se levantó la orden de evacuación y el personal regresó a la zona del pozo de agua de mar para continuar con la inyección de agua al núcleo del reactor.

**01:10 hs, 14.03.11** – Se observó un gran descenso del nivel de agua en el pozo. Se bajó el nivel de la cañería de succión, y dos horas después se reinició la inyección de agua.

**06:20 hs, 14.03.11** – La medición de nivel del refrigerante en el núcleo del reactor indicó fuera de escala, situación que indicaba que el núcleo del reactor se encontraba descubierto. Asimismo, se observó una tendencia en aumento de la presión en la contención, la cual alcanzó su valor máximo y luego tuvo un leve descenso, manteniéndose por debajo de la presión de diseño durante un cierto tiempo.

**11:01 hs, 14.03.11** – A raíz de una explosión en la parte superior del reactor, se suspendió la inyección de agua de mar al núcleo del reactor.

**16:00 hs, 14.03.11** – Luego de varias horas de trabajo, se reinició el suministro de agua de mar al núcleo del reactor, esta vez directamente desde el océano. El núcleo del reactor estuvo sin reposición de agua durante aproximadamente 5 horas.

**17:46 hs, 24.03.11** – Luego de 13 días en estado de *black-out*, se reestableció el suministro de energía eléctrica en la unidad. Con esta acción, se inició la refrigeración de las piletas de decaimiento.

**00:00 hs, 16.12.11** – Luego de alcanzarse las condiciones detalladas en la Tabla 7-4 para la unidad 3, el gobierno de Japón declaró el fin del accidente nuclear en esta unidad.

#### 7.6.4. Evolución del accidente en la unidad 4

El núcleo del reactor de esta unidad no requería de refrigeración, dado que previo al inicio del accidente, estando la unidad en parada programada, se habían retirado los elementos combustibles del núcleo del reactor, los cuales se encontraban alojados en las piletas de decaimiento de esta unidad. Por lo tanto, en este caso había grandes requerimientos de refrigeración en la piletas de decaimiento y no en el reactor.

En las primeras horas del 15 de marzo de 2011, cuatro días después del inicio del accidente, se produjo una explosión en la parte superior del edificio del reactor, en la zona de la piletas de decaimiento de la unidad. Luego de la explosión, las autoridades de la central ordenaron que todo el personal, excepto los que cumplían con funciones de monitoreo y de respuesta a la emergencia, se dirigiera a un lugar radiológicamente seguro [33].

El 16 de marzo de 2011, se realizó una inspección visual de las piletas de decaimiento de elementos combustibles gastados, donde se pudo confirmar que en las mismas había suficiente agua para llevar a cabo la refrigeración de dichos elementos combustibles quemados. Cuatro días después de esta inspección, se comenzó a reponer agua de mar a estas piletas [33].

El 22 de marzo de 2011, se restableció el suministro de energía eléctrica a esta unidad. Con esta acción la refrigeración de las piletas de decaimiento quedó garantizada, con lo cual se consideró finalizado el accidente nuclear en esta unidad [33].

#### 7.6.5. Evolución del accidente en la unidad 5

Cuando se produjo el evento sísmico, la unidad 5 se encontraba fuera de servicio con el reactor a alta presión a raíz de unas pruebas que se estaban ejecutando en la parada programada en curso.

Debido a que el calor de decaimiento era bajo, la refrigeración en esta unidad no podía llevarse a cabo mediante la generación de vapor. Se intentaron tomar medidas para reducir la presión y poder así remover el calor de decaimiento mediante la utilización de sistemas de inyección de agua de baja presión, sin embargo, las mismas no fueron exitosas. Por lo tanto, la temperatura del núcleo de la unidad 5 se mantenía en ascenso, aunque a un ritmo inferior al de las unidades 1, 2 y 3.

Un punto a señalar es que, como consecuencia del tsunami, los generadores diesel de emergencia se encontraban dañados. Sin embargo, en el marco del programa de gestión de accidentes severos se había implementado una modificación a la instalación consistente en la interconexión de la unidad 5 con la 6<sup>40</sup>, la cual disponía de suministro de energía eléctrica mediante un generador diesel de emergencia. Por lo tanto, se buscó reestablecer el suministro de corriente alterna a través de esta interconexión.

En la Tabla 7-3 de la sección 7.5.2 se detalla el estado de la unidad 5 luego del tsunami. Partiendo de esta situación, se describen a continuación, en forma cronológica, los principales sucesos ocurridos durante el transcurso del accidente [33].

**01:40 hs, 12.03.11** – A raíz de la insuficiente refrigeración del calor de decaimiento desde el inicio del accidente, se produjo en varias ocasiones la apertura automática de las válvulas de alivio y seguridad del primario. Estas válvulas solo podían realizar la función de limitar el aumento de presión en el núcleo, pero no podían utilizarse para reducirla en forma controlada, dado que previo al accidente se había desactivado la función de despresurización. Se buscó reducir la presión del núcleo a través de una tobera de venteo del recipiente del reactor.

**06:06 hs, 12.03.11** – Se produjo la apertura de la tobera, con lo cual se redujo la presión en el núcleo del reactor que se encontraba lleno de agua.

**20:48 hs, 13.03.11** – Se realizó en forma exitosa la interconexión eléctrica con la unidad 6. De esta manera, se reestableció el suministro de energía a la bomba de refrigeración de baja presión.

**09:37 hs, 14.03.11** – Se comenzó a refrigerar las piletas de decaimiento de esta unidad, las cuales habían estado sin refrigeración desde el inicio del accidente.

**14:30 hs, 20.03.11** – La unidad alcanzó el estado estable de parada fría.

### 7.6.6. Evolución del accidente en la unidad 6

Tal como se mencionó anteriormente, esta unidad es quizá la que estaba en la condición menos desfavorable para cumplir con las funciones de seguridad.

Al disponer de un generador diesel (refrigerado con aire), en la unidad no se produjo una condición de *black-out* total. Asimismo, el núcleo del reactor se encontraba a presión atmosférica y con bajo calor de decaimiento que pudo ser removido mediante los sistemas de refrigeración de baja presión. Si bien algunos componentes de estos sistemas se habían dañado con la inundación, los cuales fueron reparados sin grandes inconvenientes, en ningún momento se evidenció una disminución del nivel de agua en el núcleo del reactor.

El principal problema en esta central se presentó en la refrigeración de las piletas de decaimiento, cuyas necesidades de refrigeración tampoco eran altas dado que de los elementos combustibles aún no se habían retirado del núcleo del reactor en su totalidad.

---

<sup>40</sup> Asimismo, se habían realizado interconexiones entre las unidades 1 y 2, y 3 y 4. Sin embargo, ninguna de estas unidades contaba con los generadores diesel de emergencia disponibles.

El 14 de marzo a las 14:13 hs se inició la refrigeración de las piletas de decaimiento, las cuales habían estado sin refrigeración desde el inicio del accidente.

El 20 de marzo de 2011 a las 19:27 hs, se alcanzó en esta unidad el estado de parada fría.

### **7.7. Declaración nacional de la emergencia nuclear**

De acuerdo a lo dispuesto en el marco normativo nuclear vigente en el 2011 en Japón, los operadores de las centrales nucleares debían notificar a las autoridades locales y nacionales la ocurrencia de determinados eventos que podrían afectar la seguridad nuclear y radiológica en sus instalaciones. Estos eventos estaban preestablecidos en la legislación y, en función de su gravedad, podían dar lugar a dos tipos de notificaciones: 1) sucesos específicos, 2) informe de emergencia nuclear.

En cuanto a lo sucedido el 11 de marzo de 2011, a las 15:42 hs TEPCO notificó a las autoridades locales y nacionales la ocurrencia de un “suceso específico” en las unidades 1 a 5 de la central, el cual correspondía a un *black-out* que afectó a dichas unidades. Posteriormente, a raíz de la insuficiente refrigeración del núcleo de las unidades 1 y 2, a las 16:45 hs, el operador emitió un informe sobre un evento en esas unidades clasificado como “emergencia nuclear”. Al recibir la notificación, el gobierno nacional evaluó la situación y concluyó que efectivamente la misma constituía una emergencia nuclear. Luego, a las 19:03 hs, poco más de dos horas desde el envío del último informe por parte del operador, el Primer Ministro emitió la declaración nacional de emergencia nuclear [38].

### **7.8. Programa de Gestión de Accidentes Severos**

(Ref. [33] y [38])

Como se mencionó en la sección 7.4.4, el Programa de Accidentes Severos en la Central Nuclear de Fukushima Daiichi se abordó a fin de atender las exigencias derivadas del cuarto nivel de defensa en profundidad, el cual no fue contemplado inicialmente en la base de diseño de la central.

Las estrategias contempladas en la gestión de accidentes severos partían de la premisa que el suministro de corriente alterna para ciertos componentes se recuperaría en el corto plazo, y que algunos servicios auxiliares, como la corriente continua y el aire comprimido, estarían disponibles en todo momento para la alimentación eléctrica de la instrumentación y el funcionamiento de algunos componentes neumáticos de seguridad. De esta manera, ante la ocurrencia de un accidente no contemplado en la base de diseño, se asumía que los operadores podían realizar un diagnóstico fiable del estado de situación y que se mantendría la funcionalidad de ciertos componentes, como los necesarios para aliviar la presión del reactor.

La gestión de accidentes severos de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi consistía en un conjunto de documentos e instrucciones que abarcaban distintas respuestas a una serie de accidentes más allá de la base de diseño. La pérdida de la energía eléctrica y la falta de información adecuada sobre las variables esenciales y el estado de la central dificultaron la

correcta respuesta de los operadores a los sucesos que fueron ocurriendo a lo largo del accidente.

Asimismo, en el programa no se postuló la posibilidad de la ocurrencia de eventos que conduzcan a fallas de causa común que pudieran afectar simultáneamente a varias unidades de la central, tal como la inundación ocurrida el 11 de marzo de 2011.

El accidente demostró que el funcionamiento de ciertos sistemas en escenarios no considerados en la base de diseño exigía el correcto desenvolvimiento de los operadores para mantener las funciones de seguridad fundamentales. En este sentido, se evidenció ciertas deficiencias en la formación del personal en cuanto a la toma de decisiones en caso de *black-out* total y en ausencia de información sobre las variables esenciales de la planta. Sin embargo, aunque el desconocimiento de ciertas variables y/o estado de sistemas de seguridad dificultaron la respuesta de la planta durante el accidente, el personal de la central realizó varias tareas improvisadas en forma acertada.

Un punto a señalar es que, en la época del accidente, no se registraban requerimientos regulatorios respecto de la gestión de accidentes severos. Como antecedente se tenía una guía sobre la gestión de accidentes severos, emitido por la Comisión de Seguridad Nuclear en 1992, y una publicación para la gestión de accidentes del entonces Ministerio de Comercio Internacional e Industrial (MITI, *Ministry for International Trade and Industry*)<sup>41</sup>, quien sugirió a los operadores de las centrales nucleares emplazadas en Japón que evalúen las medidas necesarias para hacer frente a accidentes no contemplados en la base de diseño. Debido a que estas sugerencias no eran de aplicación obligatoria, el programa de gestión de accidentes severos de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi tenía muchas deficiencias, las cuales salieron a la luz durante el accidente del 11 de marzo de 2011.

### 7.9. Conducción interna de la emergencia

En conformidad con la Ley de Accidentes Nucleares, inmediatamente luego de ocurrido el sismo se conformó un centro de respuesta a la emergencia en un edificio localizado en el sitio de la central, el cual disponía de suministro eléctrico propio. El edificio fue diseñado para soportar eventos naturales extremos, como sismos e inundaciones, y su habitabilidad estaba garantizada incluso con altos niveles de radionucleídos en el ambiente de la central. Este edificio fue construido a raíz de las lecciones aprendidas del sismo de Niigatta-Chuetsu-Oki que afectó la Central Nuclear de Kashiwazaki-Kariwa en 2007 [38].

El centro de respuesta a la emergencia tenía la misión de definir las acciones tendientes al control y mitigación de la situación accidental, evaluar sus consecuencias e informar a las autoridades gubernamentales, localizadas en centros externos, sobre el estado radiológico de la planta y los principales sucesos ocurridos en el transcurso del accidente.

Al momento del accidente se encontraba vigente un “Acuerdo de Cooperación entre los Operadores de Centrales Nucleares de Japón” mediante el cual, ante una situación accidental, el centro de respuesta a la emergencia podía solicitar recursos a los demás operadores de centrales nucleares emplazadas en el país. En este sentido, para hacer frente al accidente, el centro de respuesta a la emergencia solicitó el apoyo del personal y

---

<sup>41</sup> Organismo gubernamental que precedió al METI

equipamiento de otras centrales nucleares situadas en Japón. Se recibió colaboración de personal externo (contratistas y personal de centrales nucleares cercanas) para llevar a cabo diversas tareas en el transcurso del accidente, como las requeridas para el reestablecimiento del suministro de energía eléctrica, la reposición de agua al núcleo, la manipulación de escombros, la medición de los niveles de radiación, etc. También prestó colaboración en la gestión del accidente el personal perteneciente a las fuerzas públicas y bomberos [38].

### 7.10. Conducción externa de la emergencia

La legislación nacional vigente en la época del accidente establecía que, ante una situación de emergencia nuclear, la dirección y coordinación de la situación externa a la central, en relación a la respuesta nacional, debía ser efectuada por la Sede de Respuesta a la Emergencia Nuclear (NERHQ, *Nuclear Emergency Response Headquarters*). En base a los reportes emitidos por el centro de respuesta a la emergencia de la central, la NERHQ tenía la misión de conducir la gestión del accidente fuera de los límites del sitio de la central, y elaborar y emitir órdenes y/o recomendaciones a la administración local sobre las acciones de evacuación. La NERQH se conformaba tanto en las proximidades de la central (en adelante, NERHQ local) como en Tokio (en adelante NERHQ).

El Primer Ministro tenía la potestad de designar, entre los funcionarios de la Secretaría de Gabinete y algunos organismos administrativos, los integrantes de la NERHQ, cuyas funciones debían llevarse a cabo en la Oficina del Primer Ministro.

El NERQH local debía estar integrado por representantes de organizaciones del sector nuclear y era comandada por el viceministro superior del METI, quien ejercía la función de Director General. El NERHQ local debía operar en el centro externo.

La gestión general de la respuesta a una emergencia nuclear durante los primeros instantes debía ser coordinada por el NERHQ local, situado en el centro externo, a 5 km de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi. En este centro también debían constituirse la Sede de Respuesta a la Emergencia Nuclear de la Prefectura (PNERHQ, *Prefectural Nuclear Emergency Response Headquarters*) y el Consejo Conjunto de Respuesta a la Emergencia (JCNER, *Joint Council for Nuclear Emergency Response*). Las autoridades locales realizan las siguientes actividades durante la emergencia [33]:

- Mantener informados a los residentes y comunicar las instrucciones.
- Monitorear la radiación ambiental.
- Coordinar las tareas de evacuación.
- Limitar el consumo de alimentos y bebidas.
- Brindar medidas médicas de emergencia.



Figura 7-13 Ubicación local de las unidades que intervienen en la gestión del accidente. 1) Central Nuclear de Fukushima Daiichi; 2) Central Nuclear de Fukushima Daini, 3) Centro Externo; 4) Oficina de la administración de la prefectura de Fukushima. Fuente: OIEA.

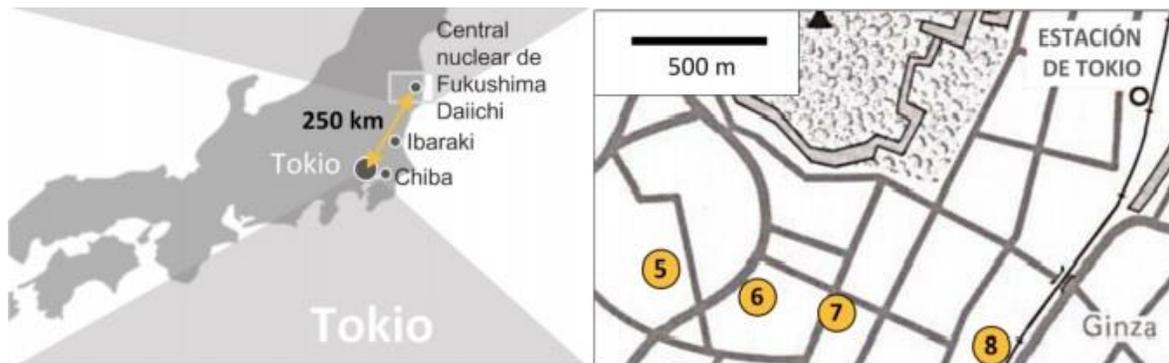


Figura 7-14 Ubicación nacional de las unidades que intervienen en la gestión del accidente. 5) Oficina del Primer Ministro; 6) Comisión de Seguridad Nuclear, 7) Centro de Respuesta a la emergencia del METI y NISA; 8) Sede de TEPCO. Fuente: OIEA.

Inmediatamente luego del sismo, y antes de la llegada del tsunami al sitio, se formó en la Oficina del Primer Ministro un grupo de respuesta a la emergencia para que se encargara de los daños producidos hasta ese momento por el sismo. Luego del tsunami, y hasta la conformación del NERQH, este grupo se ocupó de conducir la situación accidental externa a la central.

Luego de la confirmación de la situación de gravedad en la central, el gobierno nacional constituyó el NERQH e inmediatamente se emitió la declaración nacional de emergencia nuclear.

En el plano local, los grandes daños provocados por los eventos naturales dificultaron el inicio de las operaciones en el centro externo. El NERQH local y otras entidades que debían

haber operado desde ese centro (JCNER y PNERQ) no pudieron cumplir con sus funciones en los primeros instantes del accidente.

El 15 de marzo de 2011, a raíz de las condiciones radiológicas en la región, se debió evacuar el centro externo y trasladar las operaciones a la oficina de la administración de la prefectura de Fukushima, a unos 60 km de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi (Figura 7-13). Esta instalación carecía de recursos pertinentes para llevar adelante las actividades previstas por el grupo como, por ejemplo, los necesarios para el adecuado intercambio de información en tiempo real entre las autoridades intervinientes en la gestión del accidente.

### 7.10.1. Evacuación de la población residente en los alrededores de la central

Las disposiciones nacionales para situaciones de emergencia nuclear vigentes al momento del accidente establecían que las decisiones relativas a la protección de la población residente en la región debían basarse en estimaciones de dosis absorbida mediante el Sistema de Predicción de Información de Dosis Ambientales en Emergencias (SPEEDI, *System for Prediction of Environmental Emergency Dose Information*). En este sentido, en función de las proyecciones de dosis, existían criterios preestablecidos para realizar ciertas acciones, como ordenar a la población a permanecer en el interior de sus hogares, la evacuación y el bloqueo de la tiroides con yodo estable<sup>42</sup> [33].

Sin embargo, durante la situación accidental no fue posible realizar las estimaciones de las dosis absorbidas por la población mediante el sistema SPEEDI, dado que el software requería de información del “termino fuente”<sup>43</sup>, el cual no se encontraba disponible debido a la pérdida del suministro eléctrico en el emplazamiento de la central. Por tal motivo, las decisiones sobre la evacuación y la orden de permanecer en los hogares se tomaron en base a las evaluaciones de los peligros potenciales de los principales sucesos ocurridos en la central conforme a las comunicaciones del centro de respuesta a la emergencia, como la pérdida de refrigeración del núcleo o el aumento de la presión en el reactor y/o contención primaria, y no en función de la estimación de dosis de radiación tal como estaba previsto [33].

Un punto a señalar es que, en la práctica internacional sobre la preparación a la emergencia en el sector nuclear, los criterios de actuación en las inmediaciones de la central se basan en el estado objetivo de la central y no en proyecciones de dosis en la población residente a raíz de la situación.

Por otra parte, como consecuencia de los daños ocasionados por los eventos naturales en el centro externo, se dificultó la coordinación de las decisiones de las autoridades nacionales y de las administraciones locales. Debido a la dinámica de los sucesos ocurridos en la central horas posteriores al inicio del accidente, tal como se detalló en la sección 7.6, las órdenes de evacuación y permanencia en el interior de sus hogares para la población residente en los alrededores, fueron modificadas en varias ocasiones en el plazo de 24 horas:

---

<sup>42</sup> El bloqueo de las tiroides consiste en la ingesta de comprimidos de yodo estable a fin de saturar la tiroides con dicho elemento, con lo cual se evita la fijación del yodo radiactivo en esa glándula.

<sup>43</sup> Cantidad y composición isotópica del material radiactivo emitido o que supuestamente se emitirá desde una instalación. El término fuente se utiliza para establecer los modelos de emisiones de radionucleidos al medio ambiente, especialmente en situaciones accidentales, desde instalaciones nucleares.

- 20:50 hs del 11 de marzo, la prefectura de Fukushima emitió una orden de evacuación para la población residente en un radio de 2 km alrededor de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi.
- 21:23 hs del 11 de marzo, las autoridades nacionales extendieron la zona de evacuación hasta los 3 km desde la central y ordenaron permanecer en el interior de sus hogares a la población residente en la zona comprendida entre un radio de 3 a 10 km.
- 05:44 del 12 de marzo, a raíz de la explosión registrada en la unidad 1, las autoridades nacionales extendieron la zona de evacuación hasta un radio de 10 km desde la central.
- 18:25 hs del 12 de marzo, las autoridades nacionales extendieron la zona de evacuación hasta un radio de 20 km desde la central.

La orden de permanecer en espacios interiores para la población residente en la zona comprendida en un radio de 20 a 30 km alrededor de la central se mantuvo hasta el 25 de marzo, cuando las autoridades nacionales emitieron una recomendación de evacuación voluntaria para los residentes en esa zona.

### 7.10.2. Restricciones en el consumo de alimentos

A raíz de la presencia de material radiactivo en las inmediaciones de la central, las autoridades gubernamentales definieron valores máximos de concentración de yodo y cesio radiactivo ( $I^{131}$  y  $Cs^{137}$ , respectivamente) en los alimentos y agua, por encima de los cuales éstos no eran aptos para el consumo humano.

Aunque durante los primeros días del accidente se observó un aumento importante de la concentración de yodo, luego de unas semanas la actividad de este radionucleído en los alimentos y agua tuvo un fuerte descenso debido a su corto periodo de semidesintegración, por lo que la restricción del consumo de alimentos y agua se enfocó en la concentración de cesio radiactivo. Se definieron valores máximos de actividad en carne vacuna y de pescado, y para el cultivo de arroz en suelos agrícolas. Se estableció un régimen de control gubernamental para restringir la distribución de esos productos [33].

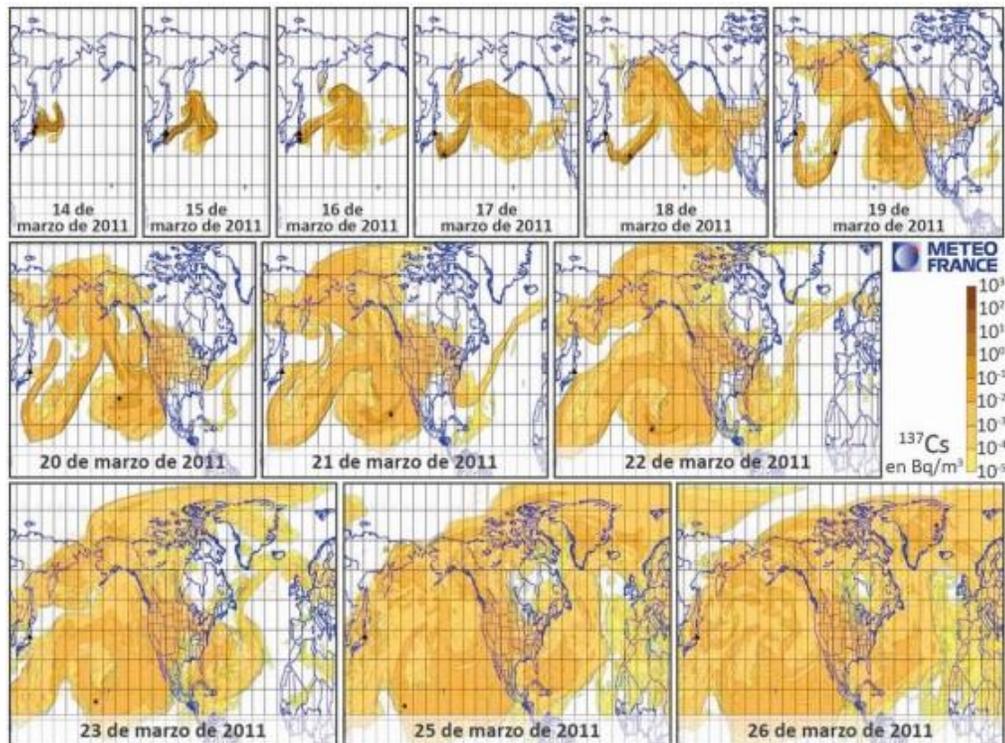
## 7.11. **Consecuencias radiológicas**

Como consecuencia del accidente se produjeron importantes liberaciones de radionucleídos al ambiente que se dispersaron tanto en el aire como en el mar y se depositaron en la superficie terrestre. Durante, y luego del accidente, se determinó la distribución local, regional y mundial de esos radionucleídos mediante mediciones dosimétricas y la utilización de varios modelos matemáticos. A los fines de cuantificar las consecuencias radiológicas de las emisiones radiactivas, en las siguientes secciones se presentan los resultados de algunas mediciones y/o estimaciones obtenidos con varios modelos matemáticos.

### 7.11.1. Dispersión de radionucleídos

Siguiendo la dirección de los vientos predominantes en la región de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi, inicialmente las emisiones del material radiactivo se dirigieron principalmente hacia el noreste de Japón, y luego se dispersaron abarcando grandes

extensiones. En este sentido, en la siguiente figura se muestra un ejemplo de los resultados arrojados por un modelo de transporte atmosférico, realizado por el Instituto de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear (IRNS, por sus siglas en francés, *Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire*) de Francia, sobre la evolución de la dispersión de  $\text{Cs}^{137}$  durante los primeros quince días luego de iniciado el accidente [40].



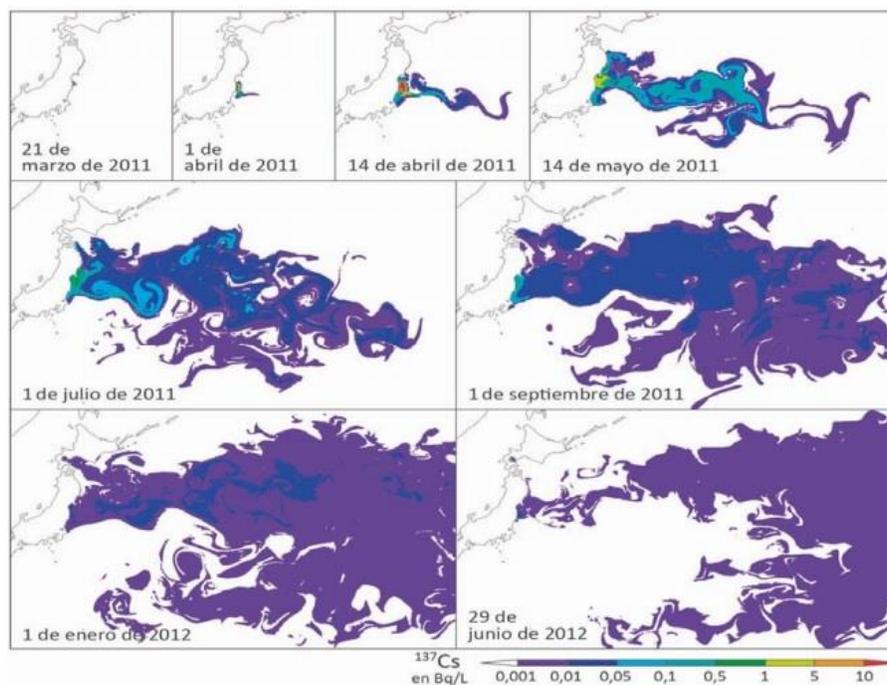
**Figura 7-15 Evolución de la dispersión atmosférica del  $\text{Cs}^{137}$  en el periodo comprendido entre el 14 de marzo de 2011 y 26 de marzo de 2011 [40].**

Los sistemas de monitoreo de radionucleídos de alta sensibilidad detectaron niveles de  $\text{Cs}^{137}$  extremadamente bajos en Europa y América del Norte atribuibles a las emisiones producidas en la Central Nuclear de Fukushima Daiichi.

En cuanto a los radionucleídos presentes en el mar, inicialmente se dirigieron hacia el este de Japón, arrastrado por las corrientes oceánicas predominantes en la región, y luego se dispersaron hasta ocupar grandes extensiones en el mar [41]. Se han detectado bajos niveles de radiación en el mar incluso en puntos situados a grandes distancias del emplazamiento de la central [42].

La dispersión de radionucleídos en el mar, generada tanto por deposición atmosférica como por descarga directa desde la central, es difícil de determinar únicamente con mediciones. Por este motivo, se han utilizado varios modelos de transporte oceánico para estimar la dispersión de radionucleídos en el mar.

En la Figura 7-16 se presenta un ejemplo de la evolución de la dispersión del  $\text{Cs}^{137}$  en el océano Pacífico Norte obtenido a partir de un modelo matemático.



**Figura 7-16 Evolución de la dispersión oceánica del Cs<sup>137</sup> en el periodo comprendido entre el 14 de marzo de 2011 y 26 de marzo de 2011. Fuente: OIEA.**

### 7.11.2. Deposición de radionucleídos en tierra

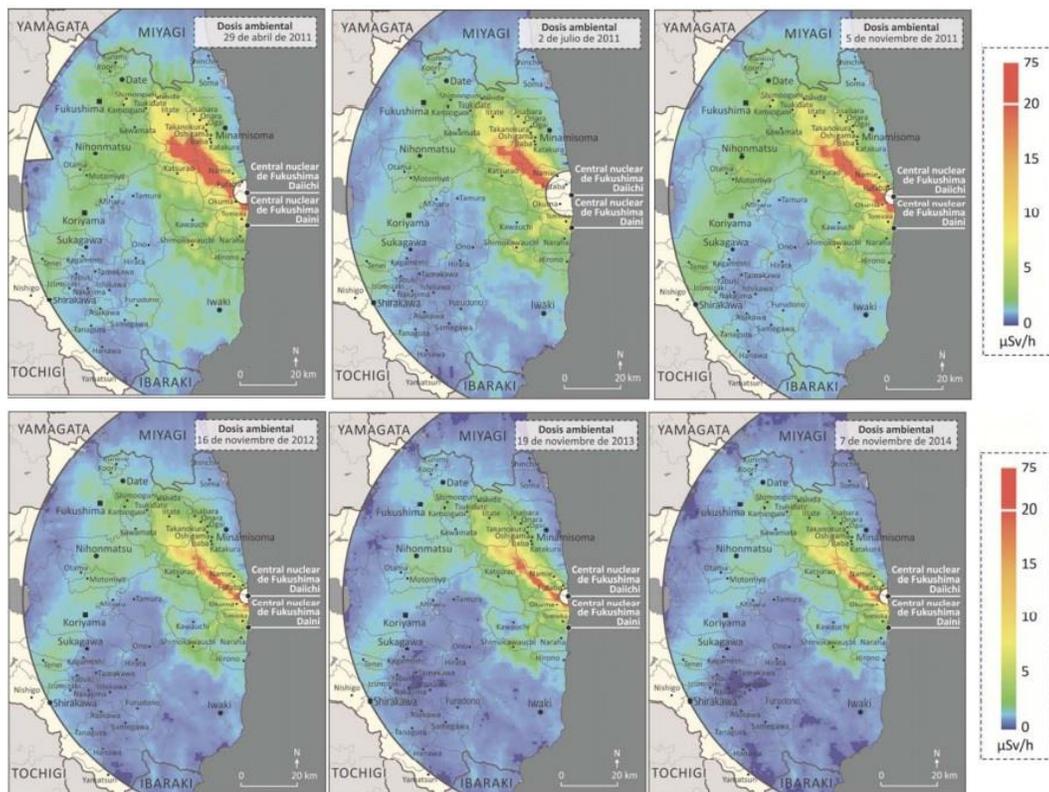
Si bien los vientos predominantes en la central se dirigen hacia el este, durante los días 12, 14 y 15 de marzo de 2011 se registraron en esa región vientos con dirección hacia el oeste. En consecuencia, gran parte de los radionucleídos emitidos al ambiente durante esos días, particularmente Cs<sup>134</sup> y Cs<sup>137</sup>, fueron posteriormente depositados en tierra firme [33].

En consecuencia, meses posteriores al inicio del accidente se detectaron elevados niveles de actividad de radionucleídos de larga duración, como el Cs<sup>137</sup>, en superficie terrestre al noroeste de la central. La concentración de este radionucleído disminuye a lo largo del tiempo, debido al decaimiento radiactivo y ambiental. Asimismo, el cesio se puede transportar con relativa facilidad en el medio ambiente debido a la alta solubilidad de sus compuestos. Adicionalmente, la erosión del suelo, las lluvias y otros fenómenos ambientales aceleran la reducción de su concentración en el medio ambiente, por lo que en general este radionucleído permanece en un determinado medio durante un tiempo significativamente menor que si solo desapareciera por desintegración radiactiva. En muchas zonas afectadas, las acciones de remediación, limpieza y restauración aceleraron la reducción de Cs<sup>137</sup> en el medio.

La presencia de Cs<sup>137</sup> en la superficie terrestre puede dar lugar a exposiciones prolongadas de las personas, además de las que ya experimentan normalmente por los niveles de radiación de fondo<sup>44</sup>. En la siguiente figura se muestra la evolución temporal de la dosis equivalente ambiental medida desde el aire en la región situada al noroeste de la central.

<sup>44</sup> Según la UNSCEAR la población japonesa recibe, en promedio, de fuentes naturales una dosis efectiva de radiación cercana a los 2,1 mSv/año.

## EL ACCIDENTE NUCLEAR DE FUKUSHIMA: FORTALEZAS DE LAS CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS



**Figura 7-17 Evolución temporal de la tasa de dosis ambiental medida desde el aire debido a los depósitos de radionucleídos en las zonas situadas al noroeste de la central. Fuente: OIEA.**

Como se observa en la figura anterior, en zonas situadas al noroeste de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi se registraron significativos niveles de radiación debido al  $\text{Cs}^{137}$ , aunque la distribución de los depósitos en toda la zona afectada de la prefectura de Fukushima no era homogénea. Semanas posteriores al inicio del accidente, se registró presencia de  $\text{I}^{131}$  en esta región, sin embargo, debido a su breve periodo de semidesintegración, su actividad disminuyó rápidamente a niveles no mensurables.

### 7.12. Exposición a la radiación

Como consecuencia de un accidente nuclear, la exposición de los trabajadores y los miembros del público a la radiación ocurre mediante los dos mecanismos detallados en la sección 5.3.3: 1) irradiación externa y 2) contaminación interna.

Los radionucleídos dispersos en el aire actúan como una fuente de irradiación externa y/o son incorporados al organismo de los seres humanos a través de diversas vías como, por ejemplo, por absorción cutánea, inhalación e ingestión. Asimismo, los radionucleídos que se depositan en superficies contaminan la cadena alimenticia del ser humano; por ejemplo, al ser depositados en el pasto son incorporados por el ganado durante su alimentación y posteriormente se transfieren a los productos alimenticios derivados de estos animales (carne, leche, etc.).

Un punto a tener en cuenta en la exposición de las personas a las radiaciones durante un accidente nuclear es el periodo de semidesintegración de los radionucleídos liberados al ambiente. Durante los primeros instantes, los radionucleídos de bajo periodo de semidesintegración tienen una gran contribución a la dosis absorbida por las personas. El efecto de estos disminuye rápidamente, permaneciendo los de mayor duración por un tiempo más prolongado en el ambiente.

En el caso del accidente ocurrido en la Central Nuclear de Fukushima, durante los primeros días y/o semanas, ciertos radionucleídos de corta duración, como el  $\text{Xe}^{133}$ , contribuyeron a la exposición externa mientras que otros, como el  $\text{I}^{131}$  de gran afinidad con la tiroides, fueron incorporados al organismo de las personas. Aunque el  $\text{I}^{131}$  decae rápidamente, a raíz de su alta energía de desintegración, este radionucleído puede dar lugar a una elevada dosis absorbida en la tiroides.

La alta fijación del  $\text{I}^{131}$  en la tiroides es de gran preocupación durante un accidente nuclear, principalmente en los niños<sup>45</sup>. Sin embargo, luego del accidente de Fukushima, no se registraron elevadas dosis equivalentes en tiroides de niños, lo cual pudo deberse a las restricciones impuestas al consumo de agua potable y alimentos, incluidas las hortalizas y la leche fresca [43].

Por su parte, algunos radionucleídos de mayor duración, como el  $\text{Cs}^{134}$  y  $\text{Cs}^{137}$ , contribuyeron por un tiempo más prolongado a las dosis absorbidas por las personas por irradiación externa y contaminación interna. En ausencia de medidas de remediación, el  $\text{Cs}^{137}$  puede permanecer en algunos medios por largos periodos irradiando a las personas.

Como se detalla más adelante, al mes de diciembre de 2011, habían participado en actividades de emergencia cerca de 23.000 trabajadores, internos y externos a la central, de los cuales 174 superaron el límite de dosis establecido para situaciones accidentales de 100 mSv, mientras que 6 recibieron una dosis superior al límite provisoriamente fijado por el ente regulador japonés para el accidente en Fukushima de 250 mSv. Los demás trabajadores no excedieron el valor límite de dosis anual<sup>46</sup> establecido para el personal ocupacionalmente expuesto [38].

Los niveles de dosis absorbida por las personas que se presentan en las siguientes secciones han sido estimados a partir de encuestas realizadas a los trabajadores y miembros del público, niveles de radiación en el ambiente, dosimetría personal y mediciones de la actividad generada por contaminación interna.

Los análisis estadísticos realizados en base a la vasta cantidad de información disponible, como las estimaciones de dosis ocupacionales realizadas por el UNSCEAR y las evaluaciones de la exposición de la población luego del accidente de Chernobyl en 1986, reflejan que las dosis absorbidas por poblaciones expuestas a la radiación se ajustan a una distribución probabilística log-normal. En consecuencia, las estimaciones de la dosis absorbida

---

<sup>45</sup> Los niños son más susceptibles de contraer cáncer de tiroides que los adultos debido a la radiación. Para una determinada incorporación de  $\text{I}^{131}$  en el organismo, la dosis absorbida en la tiroides es entre ocho y nueve veces mayor en un lactante que en un adulto.

<sup>46</sup> El límite de dosis efectiva para el personal ocupacionalmente expuesto era de 100 mSv cada 5 años, no pudiendo exceder en un mismo año los 50 mSv.

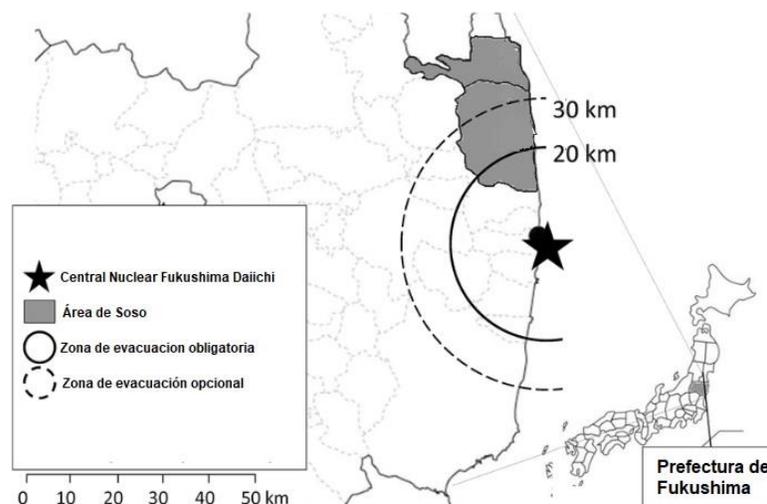
por las personas a raíz del accidente en la Central Nuclear de Fukushima presentadas a continuación se realizan a partir de esa distribución probabilística.

### 7.12.1. Exposición de la población

#### 7.12.1.1. *Irradiación externa*

Se han realizado diversas estimaciones de las dosis efectivas recibidas por la población debido a la irradiación externa durante los primeros cuatro meses de accidente.

Por ejemplo, de acuerdo a un estudio realizado por la Universidad de Medicina de Fukushima [47] en base a mediciones de niveles de radiación y encuestas realizada a la población, en el área de Soso (Figura 7-18) de la prefectura de Fukushima esas dosis fueron inferiores a 5 mSv para el 98,7 % de los residentes, con una dosis efectiva máxima de 25 mSv.



**Figura 7-18** Localización del área de Soso en la región de la prefectura de Fukushima.

A su vez, en toda la prefectura de Fukushima las dosis estimadas fueron inferiores a 3 mSv para el 99,4 % de los residentes encuestados.

Por otra parte, a partir de los resultados de un estudio de irradiación externa realizado por el Instituto Nacional de Ciencias Radiológicas (NIRS, *National Institute of Radiological Science*) de Japón para el periodo comprendido entre el 11 de marzo y 11 de julio de 2011, el OIEA elaboró un análisis estadístico de la dosis efectiva absorbida por la población residente en varios municipios de la prefectura de Fukushima [48]. A fin de que los resultados reflejen únicamente los efectos de los radionucleídos liberados durante el accidente, en el estudio de irradiación externa se descontó la contribución de la radiación de fondo.

En las siguientes figuras se presentan los resultados del análisis estadístico de OIEA para diferentes municipios situados dentro del radio de 20 km desde la central, y para otros que se encuentran fuera de esa zona.

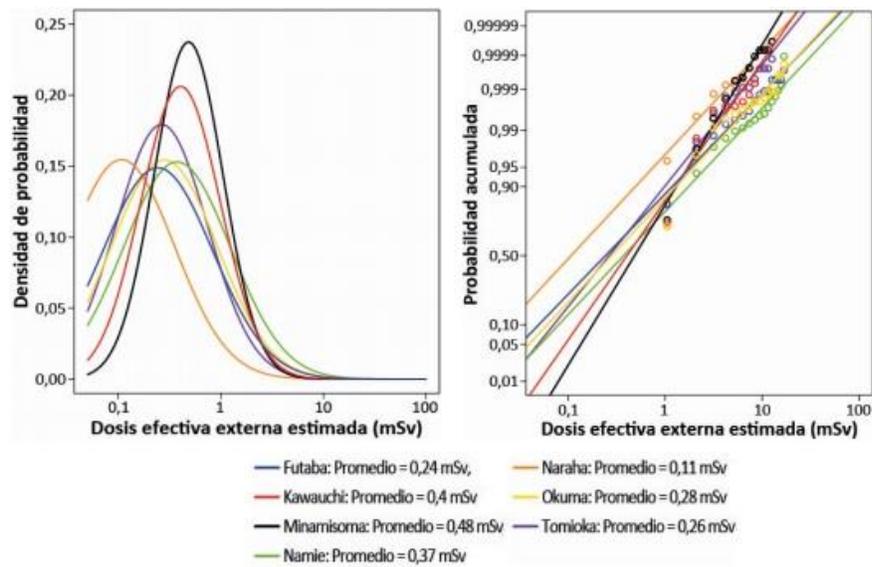


Figura 7-19 Distribución log-normal idealizada de la densidad de probabilidad y la probabilidad acumulada de las dosis efectivas externas estimadas en localidades situadas a una distancia inferior a los 20 km de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi. Fuente: OIEA.

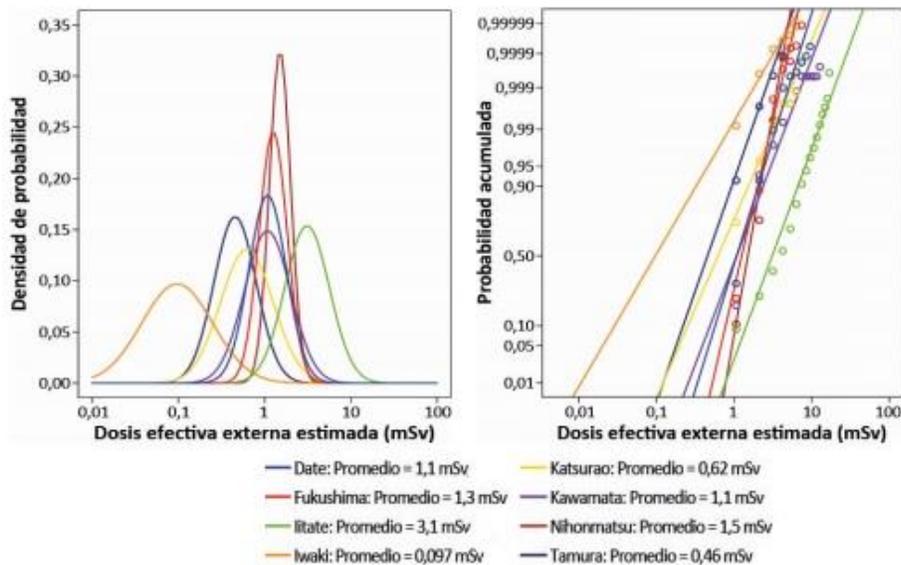


Figura 7-20 Distribución log-normal idealizada de la densidad de probabilidad y la probabilidad acumulada de las dosis efectivas externas estimadas en localidades situadas a una distancia superior a los 20 km de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi. Fuente: OIEA.

En las figuras anteriores se observa que la dosis externa promedio absorbida, durante los primeros cuatro meses, por la población situada en un radio inferior a 20 km de la central fue inferior a la recibida por la población residente en zonas más alejadas, lo cual se debe principalmente a las inmediatas acciones de evacuación realizadas en las zonas cercanas a la central, mientras que, para las poblaciones ubicadas a una distancia mayor de 20 km de la central, la evacuación fue opcional.

Asimismo, se observa una mayor dispersión en los datos de la distribución probabilística de la dosis absorbida por la población residente en un radio inferior a 20 km desde la central. Esto se debe a la evacuación de miembros de una misma comunidad a diferentes lugares y a los grandes desplazamientos que dieron lugar a diferencias en las dosis recibidas por las personas residentes en una misma región.

Los resultados expuestos anteriormente son compatibles con las estimaciones hechas por el UNSCEAR en el informe [43], donde se concluyó que la dosis efectiva máxima absorbida por los miembros del público antes y durante la evacuación fue inferior a 10 mSv. Dicho valor fue inferior a los 5 mSv para la población cercana a la central que fue inmediatamente evacuada. Asimismo, el UNSCEAR estimó que los adultos residentes en la ciudad de Fukushima, situada a aproximadamente 60 km de la Central Nuclear de Fukushima, recibieron en promedio una dosis efectiva de cerca de 4 mSv durante el primer año del accidente [43].

La dosis efectiva media atribuible al accidente que podrían recibir durante toda la vida las personas que sigan viviendo en la prefectura de Fukushima rondaría, según las estimaciones del UNSCEAR, los 10 mSv, mientras que para los habitantes de otros países dicho valor no alcanza 0,01 mSv [43].

Un punto a señalar es que las dosis estimadas anteriormente solo corresponden a las absorbidas por la población por irradiación externa, y no consideran la dosis comprometida debido a la contaminación interna. La dosis total recibida por las personas surge de las contribuciones de la irradiación externa y la contaminación interna.

### 7.12.1.2. Contaminación interna

Para estimar el grado de contaminación interna de la población debido a la presencia de radionucleídos en el ambiente, se deben realizar mediciones de los niveles de actividad generados por las personas. Estas mediciones se efectúan con equipos denominados CTC (contador de todo el cuerpo), los cuales registran el número de desintegraciones radiactivas, y la energía asociada a las mismas, originadas en el interior del organismo de las personas.

Los equipos de CTC en general utilizan un contador de centelleo de alta eficiencia de detección instalado en un recinto blindado, donde permanece la persona durante la medición. Los datos obtenidos en el contador son procesados en un analizador multicanal, para identificar cada radionucleído y determinar la respectiva carga radiactiva corporal.

Como consecuencia del accidente en la Central Nuclear de Fukushima Daiichi, diferentes organizaciones japonesas, como el NIRS y JAEA, determinaron la incorporación de radionucleídos mediante el uso de CTC en más de 200.000 personas residentes en distintas zonas de la prefectura de Fukushima. Los niveles de radiación obtenidos en muchos casos fueron inferiores a los límites de detección del equipo utilizado, lo que indicaba que la incorporación de radionucleídos al organismo fue muy baja o nula. Por consiguiente, no fue posible, ni necesario, realizar un análisis estadístico detallado de esos datos.

A partir de los datos obtenidos del CTC se estimó la dosis efectiva comprometida asociada, para lo cual se debieron realizar suposiciones relacionadas con el momento y los mecanismos de incorporación, dando como resultado valores inferiores a 1 mSv [49].

Muchas de las mediciones de CTC se realizaron varios meses después de iniciado el accidente, por lo que solo fue posible registrar la actividad de los radionucleídos de media y larga duración, como el  $\text{Cs}^{134}$  y el  $\text{Cs}^{137}$ . En este sentido, de acuerdo a los resultados obtenidos por estudios de organizaciones locales de Japón [49], la dosis efectiva comprometida estimada debido a la incorporación del  $\text{Cs}^{134}$  y el  $\text{Cs}^{137}$  fue inferior a 1 mSv aproximadamente en el 99% de la población bajo estudio.

Las estimaciones realizadas sobre la incorporación del  $\text{I}^{131}$  tienen asociadas una elevada incertidumbre dado que, por su corto periodo de semidesintegración, al momento de realizar el CTC, este radionucleído ya había decaído en un gran porcentaje. Sin embargo, en función de mediciones de niveles de  $\text{I}^{131}$  realizada a un grupo reducido de evacuados inmediatamente luego del accidente, la Universidad de Nagasaki estimó que la actividad más alta en tiroides recibido en dicho grupo fue de 30 mGy, lo que representa una dosis equivalente en la tiroides de 20 mSv y, considerando el factor de radiosensibilidad de esa glándula, equivale a una dosis efectiva comprometida de alrededor de 1 mSv [50].

La contaminación interna de radionucleídos por ingesta de hortalizas fue muy baja, dado su escasa producción local al momento del accidente por encontrarse muchos cultivos fuera de temporada. Las únicas hortalizas de producción local que se consumieron fueron las cultivadas en invernaderos con niveles de contaminación despreciables.

### 7.12.1.3. Dosis en la glándula tiroides de los niños

Como se mencionó anteriormente, la evaluación de las dosis absorbidas en tiroides de niños es un aspecto fundamental que debe ser evaluado en cualquier accidente nuclear. La principal vía de contaminación interna en niños suele ser la ingestión de leche que contiene  $\text{I}^{131}$ .

Sin embargo, la incorporación de  $\text{I}^{131}$  debido al consumo de la leche de vaca fue muy baja después del accidente. Las prácticas implementadas en la industria lechera en Japón, como los sistemas de producción estabulados, y los estrictos controles del contenido de radionucleídos en alimentos y las restricciones impuestas por las autoridades gubernamentales respecto del consumo de leche redujeron significativamente la incorporación de  $\text{I}^{131}$ . Debido a estas medidas, probablemente el contenido de  $\text{I}^{131}$  detectado en niños se haya originado únicamente por inhalación.

La NIRS estimó en el informe [46] la dosis efectiva absorbida en tiroides de niños a partir de mediciones de la tasa de dosis ambiental. En este sentido, entre el 26 y 30 de marzo de 2011 se midieron los niveles de radiación en la piel, cerca de la tiroides, de 1080 niños de 0 a 15 años residentes en tres localidades<sup>47</sup> de la prefectura de Fukushima, situadas a una distancia de entre 50 y 60 km de la central, cuyos resultados se muestran a continuación:

---

<sup>47</sup> Ciudad de Iwaki, pueblo de Kawamata y aldea de Iitate

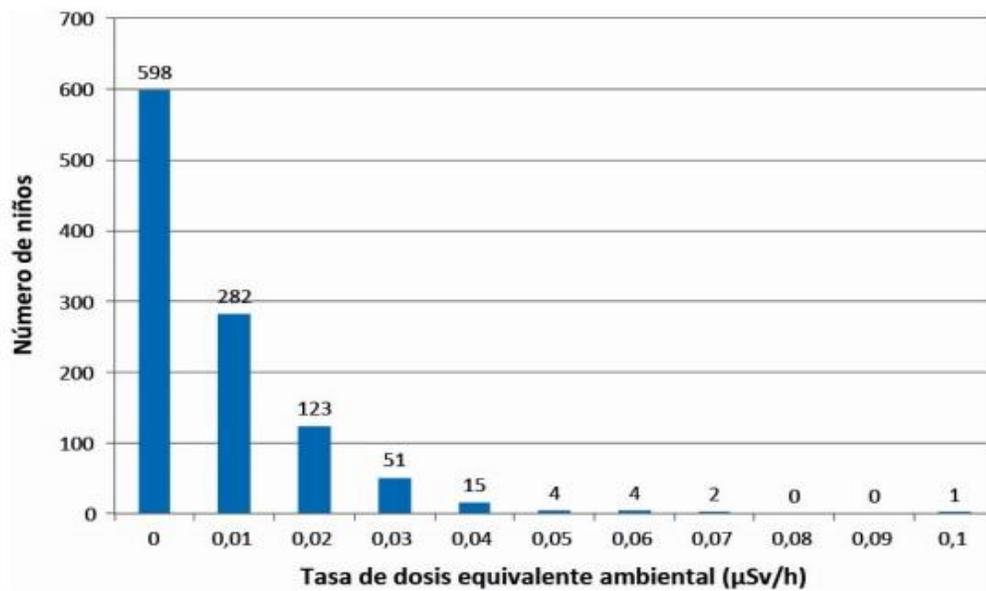


Figura 7-21 Distribución de la tasa de dosis equivalente ambiental cerca de la glándula tiroidea de niños de entre 0 y 15 años en el periodo entre 26 y 30 de marzo de 2011. Fuente: OIEA.

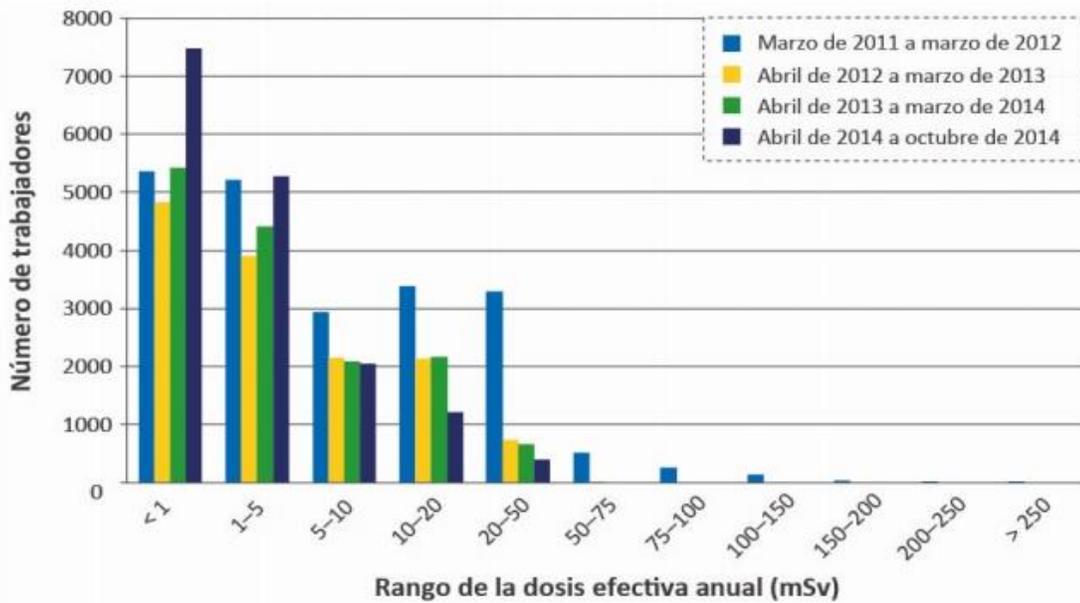
De los 1080 niños bajo estudio, en el 97,6% de los casos se midieron niveles de radiación inferior a  $0,04 \mu\text{Sv/h}$ , lo que corresponde a una dosis equivalente comprometida en tiroides inferior a 20 mSv, mientras que la mayor tasa de dosis equivalente ambiental registrada fue de  $0,1 \mu\text{Sv/h}$ , compatible con una actividad de  $I^{131}$  de 50 mGy y una dosis equivalente comprometida de 50 mSv en tiroides.

#### 7.12.2. Exposición del personal ocupacionalmente expuesto

Durante la gestión del accidente, los trabajadores de emergencia de la central llevaron a cabo las tareas en condiciones de trabajo extremadamente severas y en ambientes de elevados niveles de radiación.

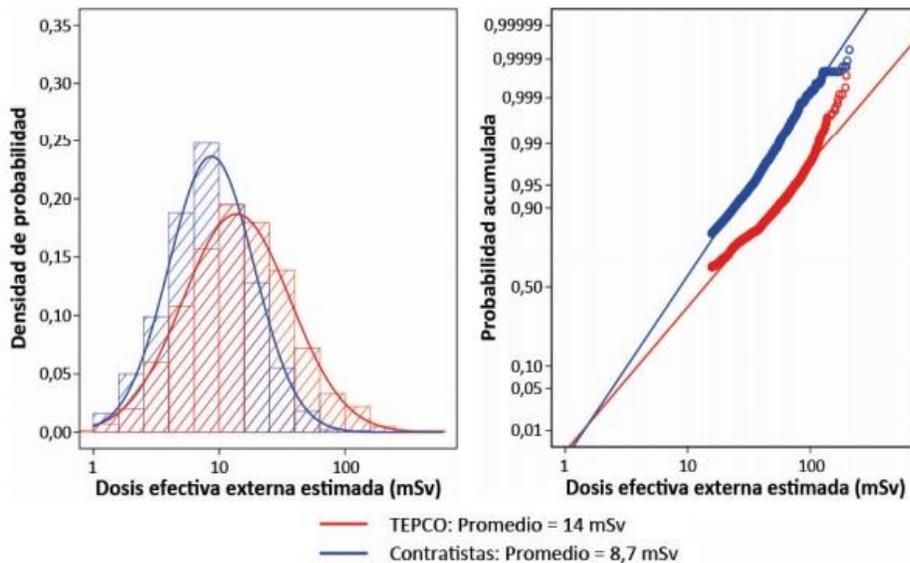
En el transcurso del primer año de iniciado el accidente, 23.000 trabajadores, internos y externos, prestaron colaboración en la gestión del accidente, de los cuales 174 recibieron una dosis efectiva superior a 100 mSv (límite de dosis para el personal ocupacionalmente expuesto durante situaciones accidentales) mientras que 6 de ellos absorbieron una dosis efectiva mayor a 250 mSv (límite establecido durante el accidente en la Central Nuclear de Fukushima Daiichi). Asimismo, en el transcurso del segundo año de iniciado el accidente, solo un trabajador recibió una dosis efectiva anual superior a los 50 mSv.

En la siguiente figura se presentan los datos de dosis efectivas recibidas por los trabajadores de emergencia en la Central Nuclear de Fukushima Daiichi en el periodo comprendido entre marzo de 2011 y octubre de 2014:



**Figura 7-22** Dosis efectiva recibida por los trabajadores de emergencias en la Central Nuclear de Fukushima Daiichi entre marzo de 2011 y octubre de 2014 (empleados de TEPCO y contratistas). Fuente: OIEA.

Estos datos fueron sometidos a un análisis estadístico por parte del OIEA, cuyos resultados, discriminados en función de los trabajadores internos y contratistas, se muestran en la siguiente figura:



**Figura 7-23** Distribución normalizada idealizada de la densidad de probabilidad y de la probabilidad acumulada de la dosis equivalente personal monitoreado en los trabajadores de TEPCO y los trabajadores contratados en 2011. Fuente: OIEA.

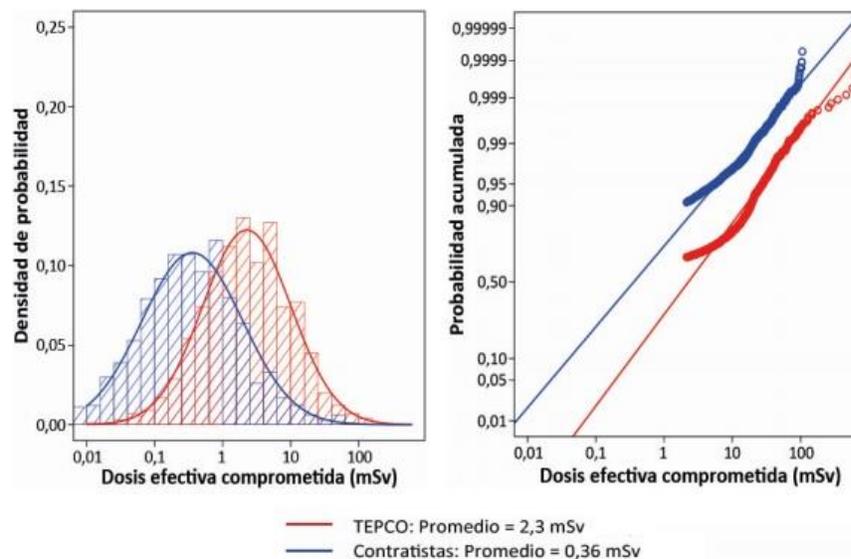
Como se observa en la figura, la dosis recibida por el personal de TEPCO fue en general superior a la de los trabajadores contratistas, lo cual se debe a que los empleados de

TEPCO trabajaron en zonas con mayores niveles de radiación. En la primera etapa del accidente, las elevadas dosis efectivas recibidas por algunos trabajadores se debieron a la contaminación interna durante la ejecución de tareas en zonas de elevadas concentraciones de radionucleídos en el ambiente, la utilización incorrecta de los elementos de protección y la insuficiente capacitación [33].

Debe señalarse que el radionucleído que más contribuyó a la contaminación interna en trabajadores fue el  $I^{131}$  incorporado al organismo principalmente por inhalación. En este sentido, según los datos reportados por TEPCO [38], la dosis equivalente comprometida en tiroides en la mayoría de los trabajadores fue inferior a 100 mSv, mientras que en 1757 casos se superó ese valor, de los cuales 17 recibieron más de 2000 mSv y 8 absorbieron más de 12000 mSv.

Las estimaciones de dosis absorbida por los trabajadores debido a contaminación interna tienen asociadas una elevada incertidumbre, particularmente en lo que respecta a la dosis equivalente en tiroides. Los resultados obtenidos dependen fuertemente de las suposiciones realizadas en el cálculo como, por ejemplo, el momento en el que se asume el ingreso del radionucleído al organismo de las personas. Además, debido a la situación propia del accidente, las mediciones de los niveles de radiación en tiroides no se pudieron efectuar en forma inmediata, lo cual es fundamental en la determinación de la dosis absorbida debido al decaimiento de un radionucleído de corta duración como el  $I^{131}$ .

El Ministerio de Salud, Trabajo y Bienestar de Japón llevó a cabo una reevaluación de la dosis efectiva comprometida en los trabajadores de emergencia, mediante la cual se buscó eliminar los errores de subestimaciones de las dosis recibidas. En este sentido, en la siguiente figura se presenta el análisis estadístico de los resultados obtenidos en dicho estudio en relación a la dosis efectiva comprometida en tiroides de trabajadores como consecuencia de la incorporación de  $I^{131}$ .



**Figura 7-24** Distribución normalizada idealizada de la densidad de probabilidad y de la probabilidad acumulada de dosis efectiva comprometida en los trabajadores de TEPCO y contratistas. Fuente: OIEA.

La mayoría de los miembros del personal de bomberos, policía y otras organizaciones que prestaron colaboración en la gestión del accidente nuclear en Fukushima, recibió una dosis efectiva inferior a 10 mSv. De acuerdo a la información dosimétrica disponible, de las 8.000 personas que trabajaron fuera de la central, 5 de ellos recibieron una dosis efectiva de entre 10 y 20 mSv, mientras que la máxima dosis efectiva registrada entre el personal de fuerzas de seguridad fue de 5 mSv aproximadamente [33].

### 7.13. Consecuencias del accidente

#### 7.13.1. Consecuencias en la salud de las personas

En el capítulo 5 se detallaron los efectos biológicos de la radiación en las personas, los cuales se clasifican en deterministas y estocásticos. Debe señalarse que los efectos en la salud de los trabajadores y de la población a raíz del accidente, descritos a continuación, son tomados de los informes [43] y [51] y reflejan el estado de situación al 2016<sup>48</sup>. En el documento [45] la UNSCEAR indica que dichos estudios serán actualizados en el 2021.

Los efectos deterministas se manifiestan en etapas tempranas luego de recibir una dosis superior a determinados valores umbrales (Tabla 5-1). Sin embargo, los datos de exposición a la radiación presentados en las secciones previas, indican que la población y los trabajadores ocupacionalmente expuestos recibieron una dosis inferior a dichos umbrales de radiación. En concordancia con ello, no hay evidencia de la manifestación de efectos determinísticos atribuibles al accidente. En este sentido, el UNSCEAR señaló en el informe [51] que no se han observado muertes o enfermedades graves relacionadas con la radiación en los trabajadores y la población general expuestos a la radiación a raíz del accidente nuclear en Fukushima.

Los efectos estocásticos no requieren de dosis umbral y sus efectos aparecen en etapas tardías, en algunos casos luego de décadas desde el momento de la exposición, por lo que aún no es posible descartar la aparición de estos efectos en algún momento en la población expuesta. Sin embargo, a partir de los bajos niveles de dosis estimados en la población, expuestos en la sección 7.12.1, el UNSCEAR indicó que *“no se prevé un aumento discernible de la incidencia de efectos en la salud relacionados con la radiación entre la población general expuesta y su descendencia”*. En lo que respecta a los trabajadores que recibieron dosis efectivas superiores a 100 mSv, el UNSCEAR concluyó que *“[...] cabría esperar un mayor riesgo de cáncer en el futuro. Sin embargo, no se prevé un aumento perceptible de la incidencia de cáncer en ese grupo a causa de la dificultad de confirmar una incidencia tan reducida en comparación con las fluctuaciones estadísticas de la incidencia de cáncer”* [51].

Por otra parte, en cuanto a la fijación del I<sup>131</sup> en tiroides, en adultos el riesgo de contraer cáncer es inferior que en niños. El cáncer de tiroides en niños es el efecto en la salud más probable asociado a un accidente nuclear, ya que para una determinada cantidad de I<sup>131</sup> incorporada en el organismo, la dosis absorbida en la tiroides es de ocho a nueve veces superior en un lactante que en un adulto. Además, la radiosensibilidad de la tiroides en niños

---

<sup>48</sup> En el 2016 la UNSCEAR señaló en el informe [44] que las conclusiones arribadas años atrás en los documentos [43] y [51] aún permanecían en vigencia.

es sustancialmente mayor que en el caso de los adultos. Pese a ello, puesto que las dosis en tiroides atribuibles al accidente estimadas en diversos informes resultaron bajas, es poco probable que se produzca un aumento de casos de cáncer de tiroides en niños atribuibles al accidente, aunque persisten incertidumbres sobre la contaminación internas de niños en los primeros instantes del accidente [43].

Considerando el menor riesgo de contraer cáncer en adultos, y la baja dosis equivalente comprometida en tiroides reflejados en los estudios disponibles, es poco probable que se produzca un aumento en la cantidad de casos de cáncer de tiroides en la población adulta. Para los pocos trabajadores que recibieron dosis equivalentes altas en tiroides, podrían sufrir un aumento del riesgo de padecer trastornos tiroideos. Estos niveles de dosis equivalente en la tiroides pueden reducir la función de la glándula, aunque no se prevé un aumento del hipotiroidismo porque las dosis equivalentes notificadas para la tiroides son inferiores al nivel de 15000 mSv por encima del cual podrían darse esos efectos. Los efectos de las dosis equivalentes bajas y medias en la tiroides, que constituyen típicamente el rango de dosis recibida por los trabajadores de emergencia, son difíciles de cuantificar y las posibilidades de que se produzcan efectos, y la magnitud de éstos, no son claras [43].

Por otra parte, no se han observado efectos prenatales<sup>49</sup> de la radiación, lo cual era de prever, dado que las dosis informadas son muy inferiores a los umbrales a los que pueden generarse esos efectos. A unas dosis absorbidas inferiores a 100 mGy, se considera que los efectos letales de la irradiación en el periodo de desarrollo embrionario previo a la implantación son muy poco frecuentes. Las dosis absorbidas por el embrión y el feto que podrían atribuirse al accidente fueron muy inferiores al umbral de dosis absorbida a partir del cual se producen esos efectos. En cuanto a la posibilidad de que la exposición de las personas tenga efectos hereditarios en sus descendientes, el UNSCEAR concluyó que, en general, si bien se ha demostrado un aumento de la incidencia de los efectos hereditarios en estudios hechos con animales, en los seres humanos por el momento esos efectos no pueden atribuirse a la exposición a radiaciones [43].

Asimismo, se identificaron algunos trastornos psicológicos en la población afectada por el accidente nuclear. Sin embargo, puesto que esas personas también sufrieron los efectos del sismo y del tsunami, es difícil determinar la contribución del accidente nuclear en esos efectos. Estudios de organizaciones locales de Japón revelan la existencia de problemas psicológicos relacionados con lo ocurrido en algunos grupos vulnerables de la población afectada, por ejemplo, aumentos de la ansiedad y trastornos de estrés postraumático. El UNSCEAR estimó que *“el efecto más importante del accidente desde el punto de vista de la salud es el que se produce en el bienestar mental y social y que guarda relación con el enorme impacto del sismo, el tsunami y el accidente nuclear, y el temor y el estigma relacionado con el riesgo percibido de la exposición a la radiación ionizante”* [51].

Finalmente, se debe señalar que el sismo y el posterior tsunami, que inundó más de 500 km<sup>2</sup>, causaron la pérdida de más de 20.000 vidas [33].

---

<sup>49</sup> Por efecto prenatal de la exposición se entiende un efecto de la radiación en el embrión o el feto.

### 7.13.2. Consecuencias socioeconómicas en Japón

El accidente nuclear tuvo importantes repercusiones en las actividades económicas de la región. En este sentido, se prohibió la pesca en un radio inferior a los 30 km desde la central y se interrumpieron las actividades agrícolas y comerciales en la prefectura de Fukushima y en varias zonas situadas en sus alrededores. La pérdida de empleos y de otros medios de subsistencia de la población afectada, las restricciones al consumo de alimentos, las pérdidas económicas por las restricciones de exportaciones de alimentos y bienes de consumo y los costos adicionales asociados al monitoreo de la actividad de radionucleídos en alimentos afectaron la calidad de vida de la población residente en la región. También hubo consecuencias socioeconómicas indirectas como las derivadas de la pérdida de la confianza de los consumidores, no solo en los productos alimenticios, sino en otros productos básicos y en empresas radicadas en las zonas afectadas [33].

Los desastres naturales y el accidente nuclear afectaron también a la economía nacional de Japón. En abril de 2011 se registró una caída en las exportaciones cercana al 2,4% respecto de los niveles alcanzados en abril de 2010. Simultáneamente, aumentaron las importaciones, especialmente de combustibles, productos químicos y alimentos, que dio lugar a un déficit comercial en abril y mayo de 2011 [33].

En el 2011 Japón no era parte de la “Convención de Viena sobre Responsabilidad Civil por Daños Nucleares”. Sin embargo, la legislación nacional en esa materia era consistente con los principios básicos establecidos en dicha convención. En este sentido, la responsabilidad por los daños causados por el accidente en la Central Nuclear de Fukushima Daiichi recaía exclusivamente en el operador, TEPCO. Aunque la legislación eximía al operador de su responsabilidad por daños nucleares causados por desastres naturales graves, las autoridades japonesas consideraron que esa cláusula no era aplicable al accidente ocurrido el 11 de marzo de 2011 en Fukushima, por lo que el operador no quedó exento de sus obligaciones ante las víctimas del accidente.

Según el UNSCEAR, como consecuencia del accidente, las autoridades ordenaron la evacuación de 78.000 personas que residían en un radio inferior a 20 km desde la central, mientras que 62.000 residentes a una distancia entre 20 y 30 km de la central debían hasta el 25 de marzo de 2011 permanecer en el interior de sus hogares y luego evacuar la zona. Posteriormente, se recomendó evacuar a una distancia superior a los 30 km a aproximadamente 10.000 que residían al noroeste de la central debido a los elevados niveles de Cs<sup>137</sup> depositado en el suelo (Figura 7-17).

### 7.13.3. Consecuencias en el sector energético en Japón

El accidente nuclear en la Central Nuclear de Fukushima generó un gran impacto en el sector energético nacional, principalmente en el parque de generación eléctrica de Japón. Según los datos reportados por la *British Petroleum*, hasta el accidente, Japón era el tercer consumidor de energía nuclear a nivel mundial, por detrás de Estados Unidos y Francia [12].

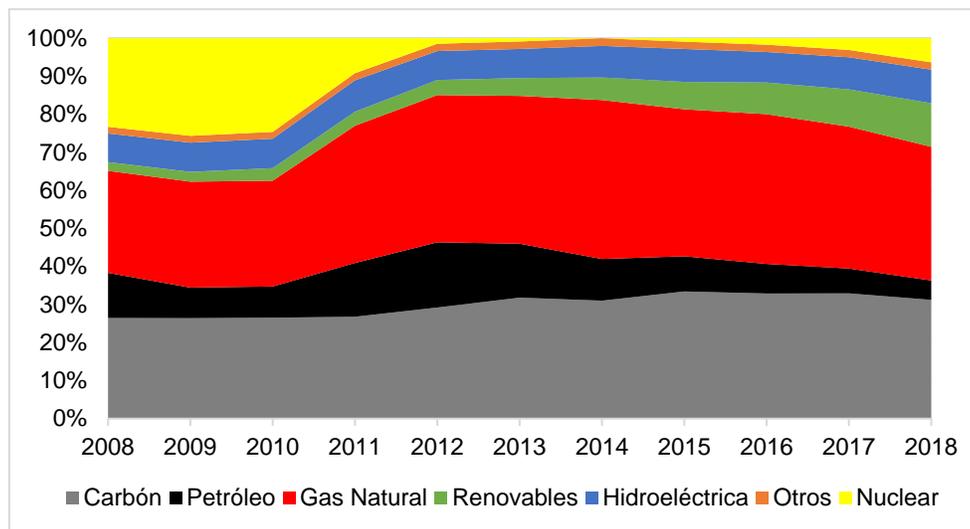
Los informes oficiales sobre el planeamiento energético nacional en Japón, publicados en el 2010, preveían un aporte creciente de la energía nuclear en la generación eléctrica,

## EL ACCIDENTE NUCLEAR DE FUKUSHIMA: FORTALEZAS DE LAS CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS

desde el 26% registrado ese año hasta alcanzar el 50% en el 2030. Sin embargo, el accidente nuclear produjo un cambio radical en la política energética nacional.

Además de las seis unidades de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi, casi la totalidad de las centrales nucleares japonesas salieron de servicio luego del accidente del 11 de marzo de 2011. Para el reinicio de la operación de estos últimos reactores, se debían llevar a cabo las “pruebas de resistencia” requeridas por la NRA y recibir la autorización de las autoridades locales. La única excepción se produjo en julio de 2012, cuando las autoridades nacionales permitieron la operación comercial de dos reactores<sup>50</sup> hasta septiembre de 2013 para abastecer el crecimiento de la demanda de verano e invierno. En los últimos años la generación nuclear ha tenido un ligero aumento en la contribución de la generación de energía eléctrica de Japón, aunque dicha contribución aún se mantiene muy por debajo de la registrada previo al accidente.

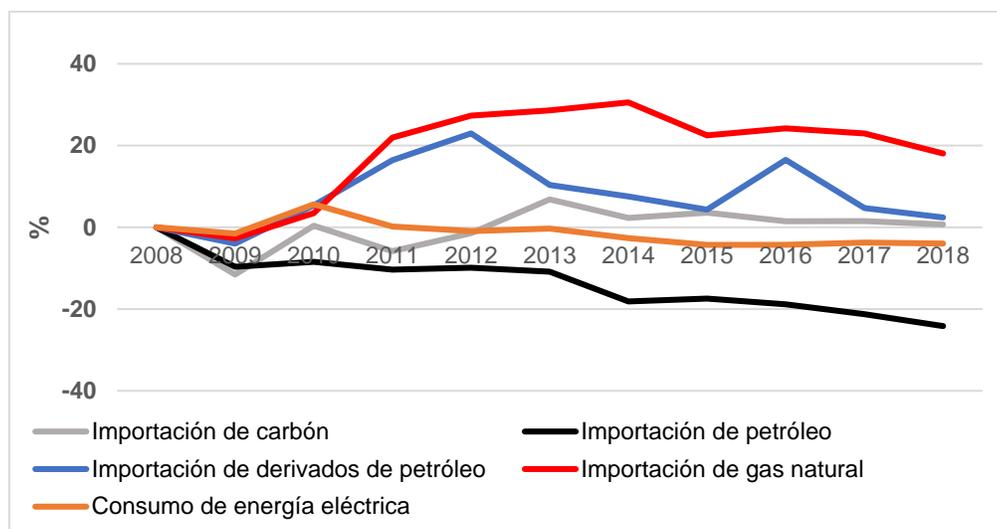
En este sentido, en el siguiente gráfico se muestra la evolución de las contribuciones de las diferentes fuentes de energía en la generación eléctrica en Japón en el periodo 2008-2018.



**Figura 7-25 Contribución porcentual de las distintas fuentes de energía en la generación eléctrica en Japón en el periodo 2008-2018. Fuente: Elaboración propia en base a los datos reportados por la *International Energy Agency*, consultados en julio de 2020.**

Del análisis del gráfico anterior se desprende que la fuerte reducción del aporte de la energía nuclear en la generación eléctrica, registrada a partir del 2011, fue suplida principalmente por generación térmica a partir de combustibles fósiles. Sin embargo, dada la baja producción local de gas, petróleo y carbón, en los años posteriores al accidente hubo un aumento significativo de la importación de esos recursos energéticos. En el siguiente gráfico se muestra la variación porcentual, respecto de los valores registrados en el 2008, del consumo de energía eléctrica y de las importaciones de combustibles fósiles en el periodo 2008-2018.

<sup>50</sup> Las unidades 3 y 4 de la Central Nuclear de Ohi, operadas por *Kansai Electric Company* (KEPCO).



**Figura 7-28 Evolución porcentual de las importaciones combustibles fósiles y consumo de energía eléctrica en Japón en el periodo 2008-2018, respecto de los valores en el 2008. Fuente: Elaboración propia en base a los datos reportados por la *International Energy Agency*, consultados en julio de 2020.**

En el gráfico anterior se observa que la reducción de la oferta de energía nuclear luego del accidente en Fukushima fue cubierta no solo por la importación de gas natural licuado (GNL) y combustibles líquidos (fuel oil y gasoil), sino también por la reducción del consumo de energía eléctrica. Un punto a señalar es que, dada la baja capacidad ociosa en las refinerías en Japón<sup>51</sup> registrada previo al accidente [12], a partir del 2011 se debió aumentar la importación de productos derivados del petróleo para atender la nueva generación térmica. La reducción en la importación de petróleo se debió a una disminución en la capacidad de refinación cercana al 30 % en el periodo analizado.

Finalmente, luego del accidente la importación de GNL en Japón aumentó hasta un 30 % respecto del 2008, consolidándose de esta manera como el mayor consumidor de ese combustible a nivel mundial.

### 7.14. Calificación del accidente de Fukushima mediante la escala INES

La Escala Internacional de Eventos Nucleares y Radiológicos (INES, *International Nuclear Events Scale*) fue desarrollada a principios de la década del 90 por la Organización Internacional de Energía Atómica (OIEA), para calificar eventos nucleares y radiológicos y es utilizada a nivel mundial para comunicar al público la gravedad de dichos eventos. De la misma manera que, por ejemplo, la escala de Richter ayuda a comprender a la población la intensidad de los eventos sísmicos, la escala INES indica la importancia de los sucesos ocurridos en una amplia gama de actividades que abarcan el uso industrial y médico de fuentes de radiación, la explotación de instalaciones nucleares y el transporte de materiales radiactivos [52].

<sup>51</sup> Según los datos de la *British Petroleum*, en el 2009 en Japón la capacidad de refinación era de 4,442 millones de barriles de petróleo por día mientras que el consumo ese año fue de 4,387 millones de barriles de petróleo por día

Los criterios utilizados para calificar eventos mediante la escala INES son:

- **Personas y medio ambiente:** considera las dosis de radiación para las personas cercanas a la ubicación del evento y la liberación generalizada y no planificada de material radiactivo de una instalación.
- **Barreras y controles radiológicos:** cubre eventos sin ningún impacto directo en las personas o el medio ambiente, y solo se aplica dentro de las instalaciones. Incluye eventos con altos niveles de radiación no planificados y la propagación de cantidades significativas de materiales radiactivos confinados dentro de la instalación.
- **Defensa en profundidad:** cubre eventos sin ningún impacto directo en las personas o el medio ambiente, en los que alguna de las medidas implementadas para evitar incidentes o accidentes no funcionó según lo previsto.

Los eventos se clasifican en una escala de siete niveles: los niveles 1 a 3 se denominan “incidentes” y los niveles 4 a 7 “accidentes”. Los eventos sin importancia para la seguridad se denominan “desviaciones” y se clasifican por debajo de la escala como nivel 0 [52].

El accidente ocurrido en Fukushima fue inicialmente calificado en la escala INES en el nivel 4 (“accidente con consecuencias de alcance local”), pero inmediatamente se lo elevó al nivel 5 (“accidente con consecuencias de mayor alcance”), al igual que el accidente de Three Mile Island. Finalmente, el accidente fue recalificado en el nivel 7 (“accidente grave”), el máximo nivel considerado en dicha escala.

La escala está diseñada para que la gravedad de un evento sea aproximadamente diez veces mayor por cada aumento de nivel de escala. Por lo tanto, en base a esto, se podría decir que el accidente en Fukushima fue 100 veces más severo que el ocurrido en 1979 en Three Mile Island. Sin embargo, pese a que los accidentes en Fukushima y Chernobyl han sido calificados con el mismo nivel en la escala INES (7), por corresponder al tope de la escala, no es posible aseverar que ambos eventos tuvieron la misma severidad.



Figura 7-29 Categorías de eventos nucleares según la escala INES. Fuente: OIEA.

## **8. MEJORAS DE SEGURIDAD IMPLEMENTADAS “POST-FUKUSHIMA”**

Los accidentes nucleares ocurridos a lo largo de la historia han dejado grandes enseñanzas que fueron aprovechadas por la industria nuclear para elevar el nivel de seguridad en las instalaciones. Si bien es cierto que la seguridad nuclear no es absoluta, también lo es que los organismos referentes del sector a nivel mundial han reaccionado luego de cada uno de dichos accidentes a fin de evitar que los errores cometidos en los mismos se repitan en el futuro.

En ese sentido, luego del accidente nuclear de Three Mile Island, ocurrido en marzo de 1979 en Estados Unidos, se incorporaron aspectos relacionados con el aprovechamiento de la experiencia operativa, a fin de que los operadores de las centrales nucleares pudieran aprender no solo de los eventos acontecidos en sus instalaciones, sino también de los ocurridos en otras centrales nucleares. Otras mejoras surgidas de este accidente fueron el desarrollo de las guías de accidentes severos, el entrenamiento de los operadores en simuladores y la implementación del Análisis Probabilístico de Seguridad para identificar las principales debilidades y fortalezas de las centrales en materia de seguridad.

Por su parte, de las lecciones aprendidas del accidente de Chernobyl, ocurrido en abril de 1986 en Ucrania, surgieron mejoras en el diseño de las centrales nucleares, en los procedimientos internos y externos de emergencias y en los controles radiológicos, y se crearon los procedimientos de operación basados en síntomas, los cuales consisten en la toma de decisiones del operador en base a ciertos parámetros preestablecidos que indican el estado de la central, como elevada potencia térmica, bajo nivel de inventario en el primario, etc., sin necesidad de realizar un diagnóstico de la situación. Quizá la mayor consecuencia del accidente de Chernobyl para la industria nuclear fue la creación del WANO (*World Association of Nuclear Operators*), organización que nuclea a las compañías operadoras de centrales nucleares y que tiene como objetivo compartir la experiencia operativa en el ámbito internacional y establecer estándares de seguridad nuclear.

El accidente nuclear en Fukushima, objeto de estudio del presente trabajo, sacó a la luz grandes deficiencias en el diseño y funcionamiento de las centrales nucleares a nivel mundial, en los programas de respuesta a la emergencia y gestión de accidentes severos, y en el marco legal e institucional de la industria nuclear. Como se detalla en el presente capítulo, el accidente generó una inmediata reacción de los principales organismos internacionales del sector nuclear, quienes buscaron identificar posibles mejoras en la seguridad de las centrales nucleares a partir de lo sucedido el 11 de marzo de 2011. En la Tabla A-1 del Anexo se presentan algunas acciones y/o medidas de mejora surgidas del análisis de dicho accidente.

Días posteriores al inicio del accidente de Fukushima, los países miembros de la Unión Europea llevaron a cabo una reunión en la que acordaron realizar estrictas evaluaciones de seguridad en las centrales nucleares en base al accidente que aún estaba en curso. Mediante estas evaluaciones se buscó determinar la respuesta de las centrales nucleares frente a situaciones extremas que pudieran poner en riesgo la seguridad de las mismas.

Las evaluaciones de seguridad post Fukushima, que tuvieron origen en Europa, han tenido una amplia aceptación de toda la comunidad internacional nuclear. En este sentido, siguiendo la propuesta de la Unión Europea, los entes reguladores de los demás países del

mundo han adoptado estas evaluaciones para aplicarlas a las centrales nucleares que se encuentran bajo sus respectivas jurisdicciones.

### 8.1. Acciones implementadas por la comunidad europea

El 25 de marzo de 2011 los jefes de Estado y de Gobierno de los países miembros de la Unión Europea (UE) se reunieron en el Consejo Europeo, donde acordaron realizar un plan para someter a todas las centrales nucleares europeas a un conjunto de pruebas, denominadas “*stress test*”, con el propósito de evaluar su capacidad de soportar situaciones extremas e identificar los márgenes de seguridad existentes por sobre las bases de diseño y las potenciales medidas que se podrían implementar para mejorar su seguridad [53].

En este sentido, el Consejo de la Unión Europea declaró lo siguiente: “*la seguridad de todas las centrales nucleares de la UE debería revisarse, sobre la base de una evaluación exhaustiva y transparente del riesgo; el Grupo Regulador de Seguridad Nuclear de Europa (ENSREG) y la Comisión están invitados a desarrollar lo antes posible el alcance y las modalidades de estas pruebas en un marco coordinado a la luz de las lecciones aprendidas del accidente en Japón y con la plena participación de los Estados miembros, haciendo uso pleno de la experiencia (especialmente de la Asociación de Reguladores de Europa Occidental); las evaluaciones serán realizadas por autoridades nacionales independientes y mediante revisión de pares; su resultado y las medidas posteriores necesarias que se tomarán deben compartirse con la Comisión y deben hacerse público; el Consejo Europeo evaluará las conclusiones iniciales a fines de 2011, sobre la base de un informe de la comisión*” [54].

En consecuencia, la Asociación de Reguladores Nucleares de Europa Occidental (*WENRA, Western European Nuclear Regulators Association*), que es una organización constituida por los entes reguladores nucleares de 16 estados miembros de la UE y Suiza, así como de otros países europeos interesados a los que se les ha otorgado la condición de observadores, elaboró una propuesta de *stress test* para aplicar a las centrales nucleares localizadas en la UE, la cual consiste principalmente en una evaluación de la respuesta de las centrales nucleares a la ocurrencia de situaciones extremas siguiendo la filosofía de defensa en profundidad: 1) evento iniciante; 2) pérdida de las funciones de seguridad; 3) problemas graves de accidentes severos [54].

Esta propuesta fue aprobada el 12 de mayo por el ENSREG y remitida a la Comisión Europea, quien finalmente la presentó en el Consejo Europeo para su posterior aplicación.

#### 8.1.1. Stress test aplicado a las centrales nucleares de la Unión Europea

El *stress test* es una evaluación de los márgenes de seguridad de las centrales nucleares realizada en virtud del accidente ocurrido en Fukushima, considerando eventos naturales extremos que afectan la seguridad de la central y conducen a un accidente severo.

A raíz de los criterios conservativos adoptados en el diseño, la capacidad real de una planta nuclear para hacer frente a eventos extremos es superior a la establecida en su base de diseño. La determinación de esta capacidad real es uno de los objetivos del *stress test*.

Asimismo, en el *stress test* se evalúa el comportamiento de la planta frente a determinados escenarios no contemplados en la base de diseño a fin de identificar las

principales debilidades de la central. En este sentido, el *stress test* adopta un enfoque determinista, dado que la evaluación de la respuesta de la planta consiste en postular la ocurrencia de eventos iniciantes y asumir la falla de los sistemas de seguridad previstos en el diseño para hacer frente a dichos eventos, independientemente de su probabilidad de falla.

Las medidas previstas para proteger la integridad de los elementos combustibles alojados dentro y fuera del reactor en accidentes severos constituyen una parte esencial de la defensa en profundidad. El objetivo del *stress test* es evaluar la robustez del enfoque de defensa en profundidad, la idoneidad de las medidas de gestión de accidentes e identificar posibles cambios para mejorar la seguridad, tanto técnicas como organizacionales, tales como procedimientos, recursos humanos, organización de respuesta a emergencias y uso de recursos externos [54].

### 8.1.2. Alcance del *stress test*

Para desarrollar las evaluaciones del *stress test*, se han identificado una serie de eventos iniciantes y situaciones que pueden ocurrir durante una situación de emergencia no contemplada en la base de diseño, a fin de adoptar medidas para su prevención y afrontar sus posibles consecuencias.

En base a los resultados del análisis del accidente en Fukushima, se incluyeron los siguientes aspectos en el alcance de la evaluación del *stress test* [54]:

- Eventos iniciantes
  - ✓ Sismo superior al considerado en la base de diseño
  - ✓ Inundación superior al considerado en la base de diseño
  - ✓ Otras condiciones externas extremas dependiendo de las características del emplazamiento
- Pérdida de las funciones de seguridad
  - ✓ Pérdida prolongada del suministro eléctrico
  - ✓ Pérdida prolongada del sumidero de calor
  - ✓ Combinación de ambos eventos
- Problemas de gestión del accidente
  - ✓ Accidentes con fusión del núcleo, incluyendo los efectos tales como la acumulación de hidrógeno
  - ✓ Condiciones degradadas en el almacenamiento del combustible gastado, incluyendo los efectos tales como la pérdida de blindaje contra la radiación
  - ✓ Pérdida de integridad de la contención

Adicionalmente, se debieron abordar los siguientes puntos:

- Acciones automáticas
- Acciones específicas de los operadores descritas en los procedimientos operativos de emergencia
- Cualquier otra medida de prevención, recuperación y mitigación de accidentes
- La situación fuera de la planta
- La posibilidad de que varias unidades se vean afectadas al mismo tiempo

### 8.1.3. Evaluaciones de seguridad en las centrales nucleares argentinas

Siguiendo los lineamientos establecidos por la Unión Europea para la evaluación del *stress test*, el ente regulador nuclear de Argentina (ARN) emitió, el 9 de septiembre de 2011, un requerimiento regulatorio (RQ-38) mediante el cual solicitó al licenciataria de las centrales nucleares emplazadas en el país realizar una “Evaluación Integral de Seguridad” de dichas instalaciones [55]. En este informe se debía abordar las evaluaciones definidas para el *stress test* de las centrales europeas mencionadas en las secciones previas.

El objetivo de la Evaluación Integral de Seguridad es identificar las debilidades de las centrales nucleares en materia de seguridad nuclear y radiológica a fin de implementar, en una etapa posterior, las mejoras surgidas de dicha evaluación.

En este sentido, en la Evaluación Integral de Seguridad se abordaron los siguientes puntos:

- La respuesta de las plantas en el largo plazo frente a situaciones de accidentes severos originados por eventos extremos. Estrategias para la disponibilidad de los medios necesarios para alcanzar una condición segura.
- Incidencia de eventos extremos en la seguridad de centrales nucleares con multiunidades (sitio Atucha). Evaluación de los procedimientos requeridos para que los medios de una unidad sean utilizados en la otra.
- Estrategia de manejo de los elementos combustibles y el diseño del comportamiento de los sistemas de almacenamiento de estructuras, sistemas y componentes ante la ocurrencia de eventos extremos considerados.
- Disponibilidad de los sistemas de seguridad y asociados a la seguridad ante la ocurrencia de los eventos extremos considerados (sismos, inundaciones, etc.).
- Medidas de prevención, recuperación y mitigación de situaciones accidentales. Acciones automáticas y manuales establecidas en los procedimientos de operación en condiciones normales, de emergencia y de manejo de accidentes severos.
- Disponibilidad de los medios existentes en las centrales nucleares para la respuesta a las emergencias internas y externas ante la ocurrencia de situaciones accidentales. Puesto que el operador debe hacerse cargo de la gestión externa del accidente hasta tanto la ARN tome el control, se deben incluir en la evaluación las previsiones del planeamiento y el manejo de las acciones de emergencias en dicho periodo, incluyendo la protección del público y las comunicaciones.

### 8.2. **Evaluación Integral de Seguridad de las centrales nucleares argentinas**

En esta sección se presentan los principales resultados arribados en la Evaluación Integral de Seguridad de las centrales nucleares emplazadas en el país realizada por el licenciataria de estas instalaciones. En este sentido, se abordaron los siguientes aspectos [55]:

1. Eventos externos
2. Pérdida de las funciones de seguridad
3. Gestión de accidentes severos
4. Manejo de la emergencia

Además de lo definido por el WENRA para el *stress test* de las centrales nucleares de la Unión Europea, descrito en la sección 8.1, el manejo de la emergencia se explicitó como un tema central de la Evaluación Integral de Seguridad de las centrales nucleares emplazadas en Argentina.

En lo que respecta a los eventos externos, el requerimiento regulatorio solicitó proporcionar información tanto de criterios de diseño adoptados en las instalaciones como de los márgenes de seguridad. Puesto que los criterios de diseño de las tres centrales nucleares situadas en Argentina fueron descritos en la sección 6.6, en lo sucesivo se hará hincapié en los aspectos referidos a los márgenes de seguridad.

En cuanto al estudio de la pérdida de las funciones de seguridad, se presenta una descripción de la respuesta de la planta en lo concerniente a la refrigeración y confinamiento del material radiactivo frente a escenarios que excedan la base de diseño. Para comprender cómo se comportaría la central frente a estos eventos, se han desarrollado estudios determinísticos específicos, de manera de conocer la progresión de los accidentes, y la respuesta de la planta y los tiempos implicados. Los resultados de estos estudios que se exponen en las siguientes secciones son tomados del informe de la referencia [27]. A raíz de la baja probabilidad de falla asociada a los sistemas de parada, la función de control de reactividad queda fuera del alcance del estudio por lo que, en todos los escenarios evaluados, se asume que el reactor se apaga inmediatamente luego del inicio del evento iniciante. En la sección 6.6 se mencionó que los dos sistemas de parada disponibles en cada central son independientes, diversos y redundantes, además de ser clasificados como sistemas de seguridad pasivos, es decir que los mismos no requieren de una fuente de energía externa al sistema para llevar a cabo su función. Estas características les otorgan una elevada confiabilidad a los sistemas de parada. Un punto a señalar es que, ante la situación improbable de la falla de los sistemas de parada en los eventos estudiados más adelante, indefectiblemente se produciría el daño del núcleo en el corto plazo.

Asimismo, se presentan los aspectos abordados en el programa de gestión de accidentes severos de las instalaciones, el cual está constituido por estrategias definidas para evitar alcanzar y/o controlar situaciones no contempladas en la base de diseño de las centrales. En este sentido, las estrategias se definen como de prevención y de mitigación. Las estrategias de prevención están orientadas a evitar alcanzar el estado de daño del núcleo tras la pérdida de la función de seguridad de refrigeración, mientras que las estrategias de mitigación consisten en medidas tendientes a reducir la gravedad del accidente una vez ocurrida la fusión del núcleo del reactor. Cada una de estas estrategias debe ser validada con el código correspondiente.

Finalmente, se mencionan los aspectos relacionados con el manejo de la emergencia dentro y fuera del sitio de la central. Dado que las tres centrales nucleares emplazadas en Argentina son operadas por la misma compañía, las previsiones sobre el manejo de la emergencia en dichas instalaciones presentan grandes similitudes.

### 8.2.1. Central Nuclear Atucha I (Ref. [27])

### 8.2.1.1. Eventos externos

#### 8.2.1.1.1. Sismos

Como se mencionó en el capítulo 6.6.1.2.1, siguiendo los lineamientos de la época, en el diseño de las estructuras, sistemas y componentes de la Central Nuclear Atucha I no se consideraron cargas sísmicas. Sin embargo, estudios posteriores concluyeron que las centrales nucleares emplazadas en el sitio de Atucha debían diseñarse para una aceleración máxima de suelo de 0,1 g, la cual corresponde a un periodo de retorno de 10.000 años.

La evaluación del margen sísmico de la Central Nuclear Atucha I se llevó a cabo siguiendo la metodología establecida en la guía NP6041-SL "A Methodology for Assessment of Nuclear Power Plant Seismic Margin" del EPRI (*Electric Power Research Institute*), la cual requiere definir un sismo de revisión, característico del sitio, que para este caso se adoptó el valor de 0,1 g mencionado en el párrafo precedente. La metodología consiste en identificar los componentes y equipos requeridos para conducir y mantener la planta en estado de parada segura ante la ocurrencia de dos situaciones accidentales postuladas, constituyendo estos componentes y equipos los denominados "camino de éxito". Los escenarios accidentales definidos en la evaluación del margen sísmico de la Central Nuclear Atucha I son:

- Pérdida de suministro eléctrico externo
- Accidente con pérdida pequeña de refrigerante coincidente con una pérdida de suministro eléctrico externo

Los equipos y componentes que conforman los caminos de éxito son sometidos a una evaluación sísmica donde se determina la capacidad de los mismos para soportar el sismo de revisión. De esta evaluación surge un conjunto de medidas y acciones necesarias para cumplir con las nuevas exigencias sísmicas.

Para el caso del edificio de la contención, se adoptó un sismo de revisión correspondiente a un periodo de retorno de 100.000 años, es decir, mayor al mencionado anteriormente para los equipos y componentes incluidos en los dos caminos de éxito. Por lo tanto, se dispondría de la función de confinamiento en eventos sísmicos cuyas intensidades superen el valor de 0,1 g.

#### 8.2.1.1.2. Inundaciones y bajantes

Los criterios de diseño originales respecto de los niveles de inundación posibles en el sitio Atucha fueron descritos en la sección 6.6.1.2.2.

Durante la etapa de operación de la central se realizaron estudios hidrológicos adicionales a los considerados en el diseño, donde se determinó en forma determinística el valor de Máxima Crecida Posible (CMP) en el sitio de Atucha, el cual resultó de 8,45 m. La metodología adoptada en este estudio fue descrita en la sección 6.6.2.2.2. Evaluaciones posteriores ratificaron dicho valor de crecida máxima en el sitio. Asimismo, se determinó el nivel de crecida que originaría la ruptura de la represa de la Central Hidroeléctrica Yacretá situada aguas arriba de la Central Nuclear Atucha, a unos 1200 km, obteniéndose un valor similar al mencionado CMP. Debe señalarse que esta fuente de inundación no se había considerado originalmente en el diseño de la Central Nuclear Atucha I, puesto que la central

hidroeléctrica inició su construcción y puesta en marcha en las décadas del 80 y 90 respectivamente (es decir, la Central Nuclear Atucha ya estaba en operación).

Para que la Central Nuclear Atucha I pudiera hacer frente al evento de CMP, el máximo posible en el sitio y superior al considerado originalmente en el diseño, se propuso realizar una serie de modificaciones, como la instalación de una cuarta bomba de toma de agua de río en la casa de bombas de la Central Nuclear Atucha II, cuyo diseño ha contemplado dicho evento extremo. De esta manera, se garantizaría la disponibilidad de un sumidero de calor durante el escenario de CMP en el sitio. Asimismo, con dicha modificación se reduce en 1 m el nivel de toma de agua respecto de las demás bombas consideradas en el diseño original (-1 m), por lo que con la incorporación de la nueva bomba la central dispondría del río como fuente fría en escenarios de bajantes de hasta -2 m.

Adicionalmente, la central dispone del segundo sumidero de calor (ver sección 6.6.1.1.1.5), sistema no contemplado en el diseño original e implementado a posteriori, que es capaz de refrigerar el núcleo del reactor en eventos en los cuales la alimentación normal a los generadores de vapor o el sistema de agua de río no se encuentran disponibles. El segundo sumidero de calor posee independencia eléctrica de los demás sistemas de planta, por lo que la función de refrigeración se mantendría garantizada aun cuando los suministros eléctricos normal y de emergencia fueran dañados por la inundación.

Por lo tanto, la planta dispone de dos sistemas de refrigeración independientes para llevar a cabo la función de seguridad de refrigeración ante un escenario de inundación de mayor severidad que el considerado en la base de diseño de la central. Finalmente, debe señalarse que estos sistemas fueron calificados sísmicamente de acuerdo a las evaluaciones descritas en la sección anterior.

### 8.2.1.1.3. Otros eventos externos

Como se mencionó en la sección 6.6.1.2, en el diseño de la central se consideraron las cargas generadas por vientos y los daños ocasionados por descarga de rayos, según la normativa vigente en la época.

Los nuevos edificios construidos en la central, como los correspondientes al suministro eléctrico de emergencia y almacenamiento en seco de elementos combustibles quemados, fueron diseñados de acuerdo al estado del arte de la normativa referida a las cargas de vientos y tornados. A partir de esto, se propuso realizar un estudio de resistencia de los edificios importantes para la seguridad frente a los objetos lanzados por tornados.

En cuanto a la descarga de rayos, se inspeccionaron las conexiones de la malla que rodea los edificios de la central. En el tendido de puesta a tierra se instalaron conductores de cobre desnudo en diversos puntos de los edificios de importancia para la seguridad. Se instaló una suerte de jaula de Faraday en los edificios principales y, a fin de distribuir rápidamente la descarga atmosférica a tierra, se extendieron los conductores desnudos en forma de abanico.

### 8.2.1.2. Pérdida de las funciones de seguridad

Se evaluó la respuesta de la central frente a los siguientes eventos:

- Pérdida de suministros eléctricos externo e interno
- Pérdida de los sumideros de calor
- Combinación de ambos eventos

Debido a que la planta no fue diseñada para hacer frente a estos eventos, es de esperarse que, en caso de ausencia de medidas adicionales, se alcance una situación de daño severo del núcleo. El objetivo de la evaluación es determinar el comportamiento de la planta en escenarios que excedan su base de diseño, a fin de establecer estrategias referidas al control de las funciones de seguridad en dichas situaciones.

### 8.2.1.2.1. Pérdida de suministros eléctricos externo e interno

En este evento se postula la falla simultánea del suministro eléctrico externo (líneas de 132 y 220 kV) y de los generadores diesel de emergencia. Asimismo, no se le da crédito a una posible interconexión eléctrica entre las unidades I y II de la Central Nuclear Atucha. Sin embargo, dado que el segundo sumidero de calor cuenta con suministro eléctrico propio, se asume que este sistema se encuentra disponible.

Como en las unidades 1, 2 y 4 de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi, la pérdida de suministro eléctrico tal como se plantea supone la falta de corriente alterna, desde el inicio del evento, y de la corriente continua, una vez agotada la carga de las baterías.

#### Refrigeración de los elementos combustibles dentro del reactor

De acuerdo a los estudios determinísticos realizados, ante la ocurrencia de este evento, en primer lugar, se produce la desconexión de las bombas principales del sistema primario y el consecuente apagado del reactor. A raíz de la insuficiente refrigeración del núcleo en los primeros instantes, se produce la expansión del refrigerante por dilatación térmica dando lugar a un aumento del nivel de agua en el presurizador hasta alcanzar su parte superior, donde se encuentra la válvula de seguridad.

Puesto que la válvula de seguridad del presurizador ha sido diseñada para funcionar solo con vapor, conservativamente se asume que, ante la presencia de líquido, la misma se mantiene abierta, produciéndose en consecuencia la pérdida de refrigerante del reactor a través de dicha válvula. Frente a esta situación, se demanda la actuación del segundo sumidero de calor, el cual inyecta agua a los generadores de vapor (lado secundario).

Sin embargo, dado que se pierde refrigerante de manera continua a través de la válvula del presurizador, es necesario reponer agua al interior del reactor (lado primario), caso contrario el núcleo quedaría descubierto, es decir, sin refrigerante para evacuar el calor de decaimiento. Dada la pérdida de refrigerante, se demanda la actuación del sistema de refrigeración de emergencia de alta presión (ver sección 6.6.1.1.2), aunque, luego de un cierto periodo de tiempo, dejará de funcionar por falta de suministro de corriente continua. Las bombas del sistema de refrigeración de emergencia de baja presión permanecen fuera de servicio durante todo el evento, dado que éstas son alimentadas eléctricamente por los generadores diesel de emergencia que se encuentran indisponibles.

La pérdida de corriente continua produce el disparo generalizado de las señales del sistema de protección del reactor, incluyendo la señal de actuación del segundo sistema de

parada del reactor tiempo después de que el reactor ya fue cortado. En consecuencia, se inyecta una solución de ácido bórico en el moderador y, como las baterías se encuentran descargadas, no es posible cerrar las válvulas de apertura rápida del sistema (ver sección 6.6.1.1.1.1), dando lugar al ingreso de aire al primario que es alojado en la parte superior de los tubos de los GVs, lo cual dificulta la refrigeración del núcleo por convección natural del refrigerante.

Por lo tanto, si bien desde el lado secundario se dispone de una fuente de refrigeración, como consecuencia de la falta de reposición de agua al reactor y de la pérdida permanente de refrigerante por la válvula de seguridad del presurizador, el nivel de agua en el núcleo descenderá dando lugar a la fusión de los elementos combustibles alojados allí.

De acuerdo a los estudios determinísticos realizados, se estima que la degradación del núcleo comenzaría a producirse cerca de 5 horas después de iniciado el evento.

### Refrigeración de los elementos combustibles fuera del reactor

Se realizaron estudios sobre la integridad de los elementos combustibles alojados en las piletas de decaimiento ante una situación de pérdida total de suministros eléctricos externo e interno.

El circuito de refrigeración de las piletas de decaimiento cuenta con un grupo de bombas accionadas por motores eléctricos. Por lo tanto, dado que se asume la pérdida total del suministro eléctrico, en el evento postulado no será posible refrigerar adecuadamente los elementos combustibles alojados en dichas piletas, por lo que la temperatura del agua comenzará a elevarse hasta alcanzar su punto de ebullición. A partir de este momento, descenderá progresivamente el nivel de inventario en dichas piletas, lo que afectará tanto a la función de refrigeración como el blindaje de la radiación.

Los resultados de los estudios determinísticos realizados arrojaron que el agua de las piletas alcanzará su temperatura de ebullición 3 días luego de iniciado el evento mientras que los elementos combustibles comenzarán a quedar descubiertos de agua 20 días después de alcanzarse la temperatura de ebullición.

Debe señalarse que en la evaluación se consideró la carga térmica asociada al calor de decaimiento de los combustibles presentes al momento del estudio y de los que se planifican almacenarse en el futuro.

Un punto a destacar es que, a diferencia de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi, en el caso de la Central Nuclear Atucha las necesidades de refrigeración en las piletas de decaimiento son relativamente reducidas debido al menor quemado y enriquecimiento del combustible, por lo tanto, se dispondría de mayor tiempo para implementar cualquier medida de prevención o mitigación ante la pérdida de refrigeración.

### 8.2.1.2.2. Pérdida de los sumideros de calor

En este evento se supone la pérdida simultánea del sistema de refrigeración de agua de río y del segundo sumidero de calor.

### Refrigeración de los elementos combustibles dentro del reactor

Teniendo en cuenta que en este evento se dispone de suministro eléctrico externo, a través de la red eléctrica externa (líneas de 220 y 132 kV), es posible refrigerar el calor de decaimiento del núcleo durante un cierto tiempo mediante el venteo de vapor al ambiente a través de las válvulas de alivio del circuito secundario. En función de la masa de agua en el circuito secundario, se estima que esta vía de refrigeración se mantendría disponible por aproximadamente 4 horas.

De acuerdo a los estudios determinísticos, transcurrido ese tiempo, la refrigeración del núcleo será insuficiente, por lo que el inventario del primario comenzará a calentarse y, en consecuencia, expandirse hasta llenar el presurizador, cuya válvula de seguridad se asume conservativamente que queda abierta.

Mientras haya agua en el lado secundario, el núcleo del reactor se mantendrá refrigerado por un cierto tiempo a través de los GVs, específicamente por el mecanismo de refrigeración de evaporación-condensación del agua en la parte superior interna de los tubos de los GVs (*reflux condensation*). Este fenómeno ocurre debido a que la despresurización del primario, por mantenerse la válvula de seguridad del presurizador abierta, y el calentamiento del refrigerante, por la insuficiente refrigeración, ocasionará la vaporización del agua del primario en los puntos de baja presión, como lo es la parte superior de los tubos de los GVs. Esta vía de refrigeración es posible llevarla a cabo debido al gradiente de temperatura que se establece entre el primario y el secundario.

Los mecanismos de refrigeración descritos anteriormente, ocurren únicamente durante las primeras horas del evento. Posteriormente, la pérdida continua de refrigerante por la válvula de seguridad del presurizador, y la indisponibilidad de los sumideros de calor, conducen a la planta a una situación de daño severo.

De acuerdo a los estudios determinísticos, se estima que el núcleo comenzará a deteriorarse aproximadamente luego de las 5 horas de iniciado el evento.

### Refrigeración de los elementos combustibles fuera del reactor

Ante la ocurrencia de la pérdida de los sumideros de calor, no es posible remover el calor de decaimiento generado por los elementos combustibles alojados en las piletas mediante la utilización del correspondiente circuito de refrigeración.

Por lo tanto, las conclusiones arribadas en la sección 8.2.1.2.1 sobre la integridad de los elementos combustibles almacenados en las piletas de decaimiento tras la pérdida total de suministro eléctrico, son válidas también para el evento de pérdida de los sumideros de calor de la central. Esto se debe a que la consecuencia en ambos eventos es la misma: indisponibilidad del circuito de refrigeración de las piletas de decaimiento.

### 8.2.1.2.3. Pérdida simultánea del suministro eléctrico externo e interno y de los sumideros de calor

En este caso se supone la indisponibilidad simultánea de los suministros eléctricos externo e interno y de los sumideros de calor. Como en el caso descrito en la sección 8.2.1.2.1, no se le da crédito a la interconexión eléctrica con la unidad II de la Central Nuclear Atucha.

### Refrigeración de los elementos combustibles dentro del reactor

A diferencia del evento planteado en sección 8.2.1.2.1, en este caso, al no disponer de suministro eléctrico, no es posible refrigerar el núcleo con las válvulas de venteo.

La única vía de refrigeración disponible es a través de las válvulas de seguridad de secundario, las cuales funcionan sin suministro eléctrico. Estas válvulas se abren por presión diferencial, es decir, cuando la presión en el lado secundario alcanza un determinado valor la fuerza aplicada al disco de la válvula vence el contrapeso ejercido por un resorte, produciéndose de esta manera la apertura de la misma. Es posible refrigerar el núcleo por esta vía hasta que se acabe el agua contenida en la carcasa de los GVs. De acuerdo a los estudios determinísticos, esta situación se mantiene durante 30 minutos desde el inicio del evento, quedando luego el reactor sin ninguna vía de refrigeración.

Los estudios presentados en la Evaluación Integral de Seguridad concluyeron que los elementos combustibles del núcleo comenzarán a fallar aproximadamente 4 hs luego de iniciado el evento postulado en esta sección.

### Refrigeración de los elementos combustibles fuera del reactor

En este caso, la progresión del accidente es similar a lo presentado en las secciones 8.2.1.2.1 y 8.2.1.2.2. Por lo tanto, las conclusiones arribadas en dichas secciones son aplicables a la integridad de los elementos combustibles alojados en las piletas de decaimiento tras la ocurrencia de un evento con pérdida de suministro eléctrica interna y externa coincidente con la indisponibilidad de los sumideros de calor de la central.

### *8.2.1.3. Gestión de accidentes severos*

En respuesta a un requerimiento regulatorio de la ARN, el programa de gestión de accidentes severos en la Central Nuclear Atucha I comenzó a desarrollarse en el 2003.

Puesto que no se contaba con ningún modelo termohidráulico que permitiera evaluar el comportamiento de la planta tras la fusión del núcleo, el desarrollo de este modelo fue incluido en el alcance del programa de gestión de accidentes severos. En este sentido, se recurrió al código MELCOR para analizar la evolución de la planta en situación de accidentes severos y evaluar la eficacia de las estrategias de mitigación (refrigeración del núcleo fundido) propuestas en el programa.

En la sección 3.5.3.2 se mencionó que el Análisis Probabilístico de Seguridad es una herramienta utilizada para determinar las debilidades de la planta frente a situaciones accidentales. Este estudio fue utilizado para identificar eventos con consecuencia severas que, por su alta contribución a la frecuencia de daño al núcleo, fueron incluidos en el programa de gestión de accidentes severos.

Debido al exiguo conocimiento sobre la fenomenología de accidentes severos, al momento de la elaboración de la Evaluación Integral de Seguridad no se disponían de estrategias de mitigación de refrigeración del núcleo. Se contaba con un análisis del comportamiento del núcleo del reactor en accidentes severos basado en los estudios realizados en la Central Nuclear Atucha II sobre la evolución de la planta luego del daño del núcleo en un evento de pérdida total de suministro eléctrico. Esta comparación fue posible debido a la similitud en las características de diseño de ambas centrales. De esta manera se

estimó una serie de parámetros, como los tiempos para la falla del tanque del moderador y recipiente de presión, y la producción total de hidrógeno, luego de la fusión del núcleo.

Adicionalmente, el conocimiento termohidráulico del reactor hasta alcanzar la fusión del núcleo permitió elaborar las siguientes estrategias preventivas en el marco del programa de gestión de accidentes severos.

**Tabla 8-1 Estrategias preventivas del programa de gestión de accidentes severos al momento de la elaboración de la Evaluación Integral de Seguridad.**

Evento	Estrategia
LOCA pequeño con indisponibilidad de sistema de emergencia de baja presión	Reposición de agua al primario con sistemas alternativos
Indisponibilidad de los sumideros de calor	Inyección de agua a los generadores de vapor desde piletas de agua desmineralizada
Pérdida total del suministro eléctrico	Inyección de agua a los generadores de vapor a través del segundo sumidero de calor

En función de los resultados de los estudios descriptos en la sección 8.2.1.2, relacionados con la refrigeración de los elementos combustibles almacenados en las piletas de decaimiento en situaciones no contempladas en la base de diseño, se evaluaron alternativas para medir los principales parámetros del agua de piletas, como el nivel y temperatura, y reponer agua a dichas piletas en eventos de pérdida de suministro total de energía eléctrica, sismos, inundaciones y pérdida de sala de control.

Un punto a señalar es que el desconocimiento de la progresión del accidente luego de la fusión del núcleo, dificultó la elaboración de estrategias relacionadas con la función de confinamiento del material radiactivo. Frente a esta situación de incerteza, se propuso inicialmente instalar equipos “recombinadores pasivos autocatalíticos”, cuyas funciones se detallan en la sección 8.2.2.3, para garantizar la función de contención en un evento con daño severo del núcleo.

#### 8.2.1.4. Manejo de la emergencia

De acuerdo a la legislación nacional, el ente regulador nuclear es el responsable de conducir la gestión de un accidente nuclear fuera del sitio de la central. En este sentido, la resolución ARN N° 25/1999 crea el Sistema de Intervención en Emergencias Nucleares, mediante el cual la ARN lleva a cabo las acciones de respuesta a emergencias nucleares fuera de la central nuclear y coordina las acciones de las organizaciones nacionales, provinciales y locales intervinientes en la emergencia. La responsabilidad de la gestión del accidente dentro del sitio de la central recae sobre el operador.

En la sección 3.5.3.4 se mencionó que el plan de emergencia es una documentación de carácter mandatorio requerida para la obtención de la licencia de operación de una central nuclear. De acuerdo con este documento, en caso de emergencia nuclear el licenciataria asume la responsabilidad de conducir el accidente dentro y fuera de la central (hasta los 10

km desde la misma), en este último caso durante las primeras horas del accidente, hasta que la ARN asuma sus responsabilidades previstas por la legislación.

En el Plan de Emergencia del sitio de Atucha se abordan principalmente los siguientes aspectos:

- Definición del personal requerido para la conducción del accidente, detallando las responsabilidades, roles y funciones.
- Medidas de preservación de la integridad física del personal que debe permanecer en la central durante una situación de emergencia nuclear.
- Planes de evacuación del personal de la central y de la población residente en un radio inferior a 10 km.
- Identificación de organizaciones externas que participan en la gestión del accidente.
- Procedimientos para que el personal de una unidad preste colaboración en la otra. Asimismo, se debe garantizar la disponibilidad de los recursos necesarios para la gestión del accidente en todas las unidades del emplazamiento.
- Definición de áreas seguras para permanecer ante situaciones de incendios y/o emisiones de material radiactivo.
- Medidas para asegurar la efectiva comunicación entre los diferentes grupos que intervienen en la gestión del accidente (centro de respuesta a emergencias, operadores de sala de control, organizaciones externas, etc.).
- Disponibilidad y compatibilidad de los equipos de comunicación necesarios durante el transcurso del accidente.
- Programas de entrenamiento del personal de emergencia, incluyendo el personal externo.
- Planificación de simulacros de emergencias.
- Disponibilidad de equipos portátiles de extinción de incendios, equipos de ventilación, equipos de respiración autónoma, equipos de protección personal.
- 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.
- Aspectos relacionados con la protección radiológica del personal interviniente en la emergencia y utilización de modelos de dispersión para calcular las dosis a fin de intentar reducirlas al máximo.
- Realización del monitoreo radiológico ambiental a fin de determinar las consecuencias radiológicas del accidente.

### 8.2.2. Central Nuclear Atucha II (Ref. [27])

#### 8.2.2.1. *Eventos externos*

##### 8.2.2.1.1. Sismos

En la sección 6.6.2.2.1 se señaló que, conforme a las exigencias de diseño de centrales nucleares aplicables a regiones de baja sismicidad vigente en las décadas del 70 y 80, la base

original de diseño sísmico de la Central Nuclear Atucha II consideró una aceleración máxima de suelo de 0,05 g. Sin embargo, durante los primeros años de construcción de la central, el ente regulador solicitó al licenciatario que considerara una aceleración máxima de diseño de 0,1 g para de las estructuras, sistemas y componentes que conforman el sistema primario y moderador, y los requeridos para conducir y mantener la planta en el estado de parada fría.

Mediante la aplicación de la metodología de evaluación del margen sísmico, similar a la realizada en la Central Nuclear Atucha I, el licenciatario decidió ampliar las exigencias regulatorias en cuanto a la capacidad sísmica de la central a otros componentes relacionados con la seguridad.

En este sentido, luego del reinicio de las obras de construcción de la central, en 2006, el operador firmó una serie de contratos con las compañías *Atomic Energy Canada Limited* (AECL) y *James J. Johnson & Associates* a fin de dar respuesta al RQ-26 (ver sección 6.6.2.2.1). En consecuencia, se llevó a cabo una “Evaluación del Margen Sísmico” (SMA, *Seismic Margin Assesment*), la cual consistía en evaluar la capacidad de determinadas estructuras, sistemas y componentes para cumplir con sus funciones de seguridad prevista por diseño ante la ocurrencia de un sismo de intensidad 0,1 g, superior al considerado en el diseño de la central (0,05 g). La capacidad sísmica de estos sistemas, estructuras y componentes debe ser superior a 0,1 g. Aquellos que no cumplan con este valor mínimo deben ser intervenidos para elevar su capacidad sísmica.

Un punto importante a destacar es que, si bien la planta fue diseñada para un sismo inferior al considerado en la evaluación, en general las estructuras, sistemas y componentes de la planta han sido diseñadas con criterios conservativos, por lo que un grupo importante de éstos han cumplido exitosamente las nuevas exigencias en materia sísmica sin necesidad de intervenciones posteriores.

Por su parte, siguiendo la guía del OIEA 50-SG-S2, se evaluó la capacidad sísmica de la contención para un sismo con movimiento vertical y horizontal de 0,1 g, concluyéndose que tanto la estabilidad estructural como la resistencia horizontal de corte de hormigón son adecuadas para soportar un movimiento de suelo de esa magnitud. La evaluación se efectuó en diferentes puntos del edificio, en particular en aquellos considerados críticos como, por ejemplo, la fundación y las columnas del edificio.

### 8.2.2.1.2. Inundaciones y bajantes

Los criterios de diseño de la central respecto a eventos de inundaciones y bajantes fueron expuestos en la sección 6.6.2.2.2. Estudios realizados posteriormente han ratificado dichos criterios de diseño.

Si bien se han adoptados criterios conservativos en el diseño de la central para hacer frente a inundaciones, se han evaluado nuevas alternativas para la refrigeración tanto del núcleo (reposición de agua a los GVs) como de los generadores diesel de emergencia ante una inundación que exceda el valor de “Máxima Crecida Creíble” de 8,45 m.

### 8.2.2.1.3. Otros eventos externos

Como se mencionó en la sección 6.6.2.2, además de sismos e inundaciones, se han considerados las cargas de viento y tornados en el diseño de la central.

El licenciatarario decidió realizar una evaluación del riesgo de tornados en el sitio de Atucha, cuyos resultados se exponen en la sección 8.3.1.1.

### 8.2.2.2. Pérdida de las funciones de seguridad

Se evaluó la respuesta de la central frente a los siguientes eventos:

- Pérdida de suministros eléctricos externo e interno
- Pérdida de los sumideros de calor
- Combinación de ambos eventos

#### 8.2.2.2.1. Pérdida de suministros eléctricos externo e interno

En este evento se postula la pérdida de los suministros eléctricos interno y externo de la central, incluyendo la indisponibilidad tanto de los generadores diesel de emergencia como de cualquier interconexión eléctrica posible con la Central Nuclear Atucha I.

#### Refrigeración de los elementos combustibles dentro del reactor

Ante la pérdida total del suministro eléctrico, es posible refrigerar el núcleo del reactor durante un cierto tiempo a través de las válvulas de alivio del circuito secundario. Es decir, el venteo de vapor a la atmósfera mediante las válvulas de alivio genera una reducción de presión y temperatura en el circuito secundario, estableciéndose de esta manera una diferencia de temperatura entre el primario y secundario que permite la refrigeración del núcleo del reactor.

Por lo tanto, durante los primeros instantes del evento el núcleo se mantiene refrigerado por la ebullición del agua contenida en el lado secundario de los GVs y su posterior venteo a la atmósfera. Esta vía de refrigeración permanece disponible hasta que el nivel de agua en el lado secundario de los GVs alcance un determinado valor mínimo. De acuerdo a los estudios determinísticos, se estima que esta situación se alcanza a los 45 minutos de iniciado el evento.

A partir de este momento, la planta queda sin ningún sumidero de calor, por lo que el refrigerante del núcleo comenzará a expandirse por dilatación térmica hasta que la fase líquida alcance las válvulas de seguridad ubicadas en la parte superior del presurizador. Se estima que el presurizador se llenaría en 2 horas luego de la pérdida del suministro eléctrico. Debe señalarse que una de las funciones del presurizador es absorber las variaciones del volumen del refrigerante. La válvula de seguridad ha sido diseñada para funcionar con vapor, por lo que la presencia de fase líquida podría dañar su funcionalidad. Dada la incertidumbre sobre el modo de falla de esta válvula ante la presencia de líquido, se analizan dos escenarios: que la misma permanezca abierta o cerrada.

En el caso de que la válvula de seguridad quede abierta, se tendrá un evento de pérdida de refrigerante sin la posibilidad de reponer agua a través de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo de alta y baja presión, por indisponibilidad de las

baterías<sup>52</sup> y del suministro de corriente alterna respectivamente. En esta situación se estima que los elementos combustibles comenzarían a fallar 4 horas después de iniciado el evento. Si el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo ingresa antes de que se agoten las baterías, ese tiempo se extiende hasta las 9 horas.

En el caso de que la válvula de seguridad quede cerrada, la presión del primario comenzará a elevarse hasta que a las 3,5 horas se produciría la falla de la cañería del primario debido a la deformación de la misma por creep<sup>53</sup>. En este caso se estima que la falla de los elementos combustibles comenzaría 8,5 horas luego de iniciado el accidente.

Las características particulares del diseño del reactor, como el gran volumen de agua a relativamente baja temperatura disponible en el moderador y el bajo calor de decaimiento debido a las características del uranio combustible, hacen que se disponga de suficiente tiempo para viabilizar posibles estrategias preventivas de daño al núcleo ante la ocurrencia del accidente postulado.

### Refrigeración de los elementos combustibles fuera del reactor

Se realizó un estudio sobre la refrigeración de los elementos combustibles alojados en las piletas de decaimiento. Ante una situación de pérdida de suministros eléctricos externo e interno, no es posible refrigerar adecuadamente dichos combustibles dado que las bombas del circuito de refrigeración asociadas son accionadas por motores eléctricos.

Se asumió la situación de que las piletas estuvieran llenas y que la totalidad de los elementos combustibles del reactor se retiraron en forma simultánea previo al evento y se alojaron en dichas piletas. Esta última hipótesis es poco probable dado que, como se mencionó anteriormente, a diferencia de los reactores del tipo PWR, en los PHWR no se realiza la descarga completa del núcleo durante la operación normal. Asimismo, conservativamente se postuló que previo al evento, la temperatura y el nivel del agua en las piletas eran respectivamente la mayor y el menor posible dentro de los valores operacionalmente aceptables.

Frente a esta situación, de los resultados de los estudios realizados se desprende que el agua de las piletas alcanzaría su punto de ebullición luego de las 91 hs de iniciado el accidente, mientras que a las 188 horas (7 días y 20 horas) la parte activa de los elementos combustibles comenzaría a descubrirse. Dejando de lado la hipótesis del retiro de la totalidad de los elementos combustibles instantes previos al accidente, estas dos situaciones ocurrirían respectivamente 90 y 287 horas luego de iniciado el evento.

Por lo tanto, los prolongados tiempos mencionados en el párrafo anterior hace suponer que es posible elaborar estrategias preventivas de refrigeración para evitar el daño de los elementos combustibles alojados en las piletas de decaimiento.

---

<sup>52</sup> Se asume que en el instante en que se demanda el sistema de refrigeración de alta presión, las baterías se encuentran agotadas.

<sup>53</sup> Fenómeno de deformación de materiales causado por el efecto combinado de la presión y temperatura.

### 8.2.2.2.2. Pérdida de los sumideros de calor

Este evento implica la pérdida de todos los sistemas de refrigeración, tanto de seguridad como de proceso, que toman agua del río. Debe recordarse que la Central Nuclear Atucha II carece de un segundo sumidero de calor como el de la Central Nuclear Atucha I.

#### Refrigeración de los elementos combustibles dentro del reactor

Ante esta situación, el diseño de la central prevé la inyección de agua a los GVs desde el tanque de agua de alimentación y los depósitos de las piletas de agua desmineralizada y reservas. Considerando el volumen de agua en estos depósitos, y el inicialmente en los GVs, el volumen total<sup>54</sup> de agua disponible para refrigerar el núcleo vía GVs es de aproximadamente 2400 m<sup>3</sup>.

Por lo tanto, ante un evento de pérdida de los sumideros de calor de la central, la refrigeración del núcleo se llevará a cabo a través de la inyección de agua a los GVs, y el venteo de vapor a la atmósfera a través de las válvulas de alivio del secundario. Se estima que es posible utilizar esta vía de refrigeración durante las primeras 48 horas del evento.

Un punto a destacar es que la pérdida del sistema de refrigeración de agua de río implica la indisponibilidad de los generadores diesel, ya que éstos son refrigerados por aquel sistema. Por lo tanto, las acciones de refrigeración detallada en los párrafos precedentes requieren contar con suministro normal de energía eléctrica.

#### Refrigeración de los elementos combustibles fuera del reactor

Ante la ocurrencia de pérdida de los sumideros de calor, no es posible remover adecuadamente el calor de decaimiento generado por los elementos combustibles alojados en las piletas mediante la utilización del correspondiente circuito de refrigeración.

Por lo tanto, las conclusiones arribadas en la sección 8.2.2.2.1 sobre la integridad de los elementos combustibles almacenados en las piletas de decaimiento tras la pérdida total de suministro eléctrico, son válidas para el evento de pérdida de los sumideros de calor de la central.

### 8.2.2.2.3. Pérdida simultánea del suministro eléctrico externo e interno y de los sumideros de calor

En este caso se supone la indisponibilidad simultánea de los suministros eléctricos externo e interno y de los sumideros de calor. Como en el caso descrito en la sección 8.2.2.2.1, no se le da crédito a la interconexión eléctrica con la unidad I de la Central Nuclear Atucha.

#### Refrigeración de los elementos combustibles dentro del reactor

La progresión de este evento es similar a la descrita en la sección 8.2.2.2.1.

Ante la ocurrencia del evento de pérdida simultánea del suministro eléctrico coincidente con la falla de los sumideros de calor, la única vía que se dispone para refrigerar el núcleo del

---

<sup>54</sup> Volumen de agua en: GVs: 120 m<sup>3</sup>; tanque de agua de alimentación: 148 m (mínimo) y 264 m (máximo); depósito de agua desmineralizada: 2 tanques de 785 m<sup>3</sup> cada uno; reserva asegurada: 2 tanques de 280 cada uno

reactor en los primeros instantes es a través del inventario almacenado en los generadores de vapor y el venteo del vapor generado a través de las válvulas de alivio del secundario. Al agotarse el contenido de agua en el lado secundario del GV, el reactor queda sin ninguna fuente de refrigeración, por lo que, ante la ausencia de medidas de mitigación, la central se conduce indefectiblemente a una situación de fusión del núcleo.

### Refrigeración de los elementos combustibles fuera del reactor

En este caso, la progresión del accidente es similar a lo presentado en las secciones 8.2.2.2.1 y 8.2.2.2.2. Por lo tanto, las conclusiones arribadas en dichas secciones son aplicables a la integridad de los elementos combustibles alojados en las piletas de decaimiento tras la ocurrencia de un evento con pérdida de suministro eléctrica interna y externa coincidente con la indisponibilidad de los sumideros de calor de la central.

### 8.2.2.3. *Gestión de accidentes severos*

Puesto que, al momento de la realización de la Evaluación Integral de Seguridad, la Central Nuclear Atucha II estaba en etapa de construcción, el programa de gestión de accidentes severos de esa central se encontraba en ese momento en fase de estudio.

La vulnerabilidad de la planta ante un evento de pérdida de los suministros eléctricos externo e interno es de esperarse, dado que esa situación no fue considerada en su base de diseño, es decir, en el diseño no se tomaron las provisiones para soportar un evento de esas características. Como se mencionó anteriormente, el conocimiento del comportamiento de la planta es fundamental para la elaboración de medidas preventivas y de mitigación de accidentes severos.

A diferencia de la Central Nuclear Atucha I, el alcance del Análisis Probabilístico de Seguridad de la Central Nuclear Atucha II trasciende el estado de fusión del núcleo, ya que se incluye tanto el análisis de la evolución de la planta luego de alcanzarse ese estado como el estudio de las liberaciones de material radiactivo al ambiente producto del deterioro de las barreras de confinamiento en situaciones accidentales severas. La fenomenología de los sucesos luego de alcanzarse el estado de daño del núcleo ha sido modelada con el código MELCOR, mientras que el comportamiento de la planta previo a alcanzarse ese estado se modela con el código RELAP.

Como se mencionó anteriormente, las características propias del diseño del reactor tipo PHWR hacen que los tiempos puestos en juego en la progresión del accidente sean lo suficientemente prolongados para la implementación de estrategias de refrigeración del núcleo. Incluso cuando se pierden todas las vías de refrigeración previstas por diseño, la elevada masa de agua a relativamente baja temperatura en el moderador permite la remoción del calor del núcleo, aunque con mucha deficiencia, por mecanismos de transferencia de calor por radiación. Asimismo, el bajo calor de decaimiento, por el bajo enriquecimiento del combustible, retarda los procesos de daño del núcleo en relación con lo ocurrido en reactores de otra tecnología, como el BWR.

Los resultados arrojados por los estudios realizados con el código MELCOR, en el marco del Análisis Probabilístico de Seguridad, dieron lugar a un conjunto de mejoras, como la instalación de los recombinadores autocatalíticos pasivos. Estos equipos reducen la

concentración del hidrógeno generado por la reacción química entre la vaina combustible y el refrigerante en condiciones de accidentes severos, disminuyendo de esta manera la posibilidad de una eventual explosión en el interior de la contención.

Finalmente, los estudios determinísticos señalan que en un evento de pérdida total de energía eléctrica la falla de la vasija del reactor ocurriría casi 24 horas después de iniciado el accidente, lo cual permite evaluar diferentes estrategias en situaciones de accidentes severos, como la refrigeración externa de la vasija de la contención. La eficacia de estas estrategias requiere ser validada con estudios adicionales más detallados del accidente.

#### 8.2.2.4. *Manejo de la emergencia*

Dado que la central se encontraba en construcción durante la elaboración de la Evaluación Integral de Seguridad, las medidas relacionadas con el manejo de la emergencia disponibles en ese momento estaban en elaboración. Sin embargo, al estar en el mismo sitio que la Central Nuclear Atucha I, las medidas de manejo de emergencia de esa central, descritas en la sección 8.2.2.4, incluyen a la Central Nuclear Atucha II.

#### 8.2.3. Central Nuclear Embalse (Ref. [27])

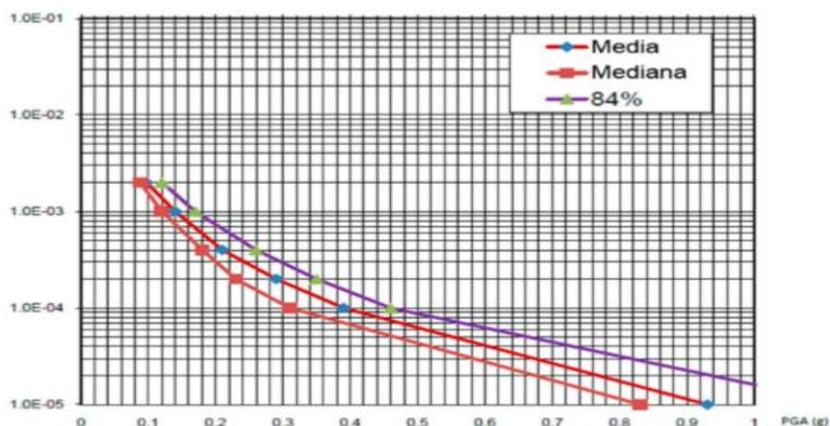
##### 8.2.3.1. *Eventos externos*

##### 8.2.3.1.1. Sismos

Los criterios de diseño sísmico de la Central Nuclear Embalse fueron expuestos en la sección 6.6.3.2.1.

Al momento de la elaboración de la Evaluación Integral de Seguridad se encontraba en ejecución, en el marco del Proyecto de Extensión de Vida de la Central Nuclear Embalse, una evaluación del riesgo sísmico basado en enfoques probabilísticos, a fin de determinar las cargas sísmicas asociadas al riesgo sísmico actual y recalificar la planta de acuerdo a dichas cargas sísmicas. Los estudios fueron llevados a cabo en forma conjunta por el operador de la central y el diseñador de la planta (CANDU Energy, ex AECL) y sus consultores.

Los análisis probabilísticos del riesgo sísmico (PSHA, *Probabilistic Seismic Hazard Analysis*) fueron elaborados por la firma canadiense Kloohn Crippen Berger Ltd. Como resultado de este análisis se obtuvo el riesgo sísmico en el sitio, expresado en términos de espectro uniforme de riesgo (UHS, *Uniform Hazard Spectra*), en función del periodo espectral. En la siguiente figura se muestra la media y mediana del espectro uniforme de respuesta obtenida para el sitio de Embalse.



**Figura 8-2** Curvas de riesgo sísmico del sitio de la Central Nuclear Embalse. Frecuencia de no-excedencia vs aceleración máxima de suelo.

Para la recalificación sísmica de la planta se ha adoptado la metodología de Evaluación del Margen Sísmico (SMA) basada en el Análisis Probabilístico de Seguridad (APS).

De acuerdo a la Figura 8-2, para las estructuras, sistemas y componentes relacionados con la función de refrigeración, se consideró un periodo de retorno de 10.000 años, dando como resultado una aceleración máxima de suelo de 0,39 g, mientras que para las estructuras, sistemas y componentes utilizados para prevenir liberaciones de material radiactivo al ambiente se adoptó un periodo de retorno de 100.000 años, resultando para este caso una aceleración máxima del suelo de 0,55 g.

Las estructuras, sistemas y componentes cuya capacidad sísmica sea inferior al correspondiente sísmo de revisión, deben ser intervenidos para que los mismos puedan soportar ese nivel sísmico.

Por lo tanto, de acuerdo a estos estudios, las funciones de seguridad de refrigeración y confinamiento del material reductivo estaría garantizada ante la ocurrencia de eventos sísmicos con intensidades de 0,39 g y 0,55 g respectivamente, ambos superiores al nivel sísmico considerado originalmente en el diseño de la central (0,15 g).

### 8.2.3.1.2. Inundaciones

En la sección 6.6.3.2.2 se detallaron las consideraciones de diseño en cuanto a eventos de inundaciones.

En respuesta a una recomendación del WANO relacionada con la verificación de la capacidad de la central para soportar un evento de inundación considerado en el diseño, en el 2011 se realizaron estudios donde se concluyó que los riesgos adoptados en el diseño de la central se mantenían vigentes al momento de la realización del estudio.

Por diseño se determinó que el evento de mayor inundación sería provocado por la rotura de la represa de la central hidroeléctrica situada aguas arriba debido a un evento sísmico. Sin embargo, dicha central contempla la posibilidad de un gran *by-pass* (vertedero) que evitaría un aumento significativo en el nivel del agua cerca del sitio de la Central Nuclear

Embalse. Así, se considera que las inundaciones en el sitio Embalse debido a una falla inducida por sismo de las represas aguas arriba no constituye una preocupación.

Puesto que el sistema de toma de agua del lago fue incluido en la evaluación del margen sísmico mencionado en la sección anterior, la planta dispondría de un sumidero de calor en el escenario de rotura de las represas situadas aguas arriba debido a un evento sísmico, incluso cuando la intensidad del mismo alcanza el improbable valor del sismo de revisión mencionado en la sección anterior.

### 8.2.3.1.3. Otros eventos externos

En la sección 6.6.3.2.3 se mencionó que la central ha sido diseñada para soportar cargas eólicas.

Debido a que el diseño de las estructuras considera todas las cargas activas, es decir las ocasionadas por vientos y/o sismos, el exceso de carga, por sobre el considerado en el diseño, que pueden soportar los sistemas requeridos para conducir y mantener la planta fueron abordados en el marco de la evaluación del margen sísmico.

### 8.2.3.2. *Pérdida de las funciones de seguridad*

Se evaluó la respuesta de la central ante la ocurrencia de los siguientes eventos:

- Pérdida del suministro eléctrico externo e interno
- Pérdida de los sumideros de calor
- Combinación de ambos eventos

#### 8.2.3.2.1. Pérdida de suministros eléctricos externo e interno

En este caso se postula un escenario de indisponibilidad tanto del suministro eléctrico externo de la central como de los generadores diesel de emergencia.

#### Refrigeración de los elementos combustibles dentro del reactor

En este caso la remoción del calor de decaimiento generado por los elementos combustibles alojados en el núcleo se lleva a cabo a través de los GVs. En este sentido, en el circuito primario se establece la circulación natural del refrigerante, fenómeno mediante el cual se transfiere el calor de decaimiento al agua contenida en los GVs que alcanza su punto de ebullición y es posteriormente venteadada a la atmósfera mediante las válvulas de alivio del secundario.

Inicialmente la reposición de agua a los GVs se realiza por efecto de la gravedad desde un depósito situado en la parte superior de la contención, denominado dousing, el cual tiene un volumen de agua para asegurar la refrigeración del reactor durante aproximadamente 23 horas.

Trascurrido ese tiempo, es posible reponer agua al dousing o directamente a los GVs mediante el Sistema de Suministro de Agua de Emergencia descrito en la sección 6.6.3.1.1.5, independiente de los suministros eléctricos normales y de emergencia de la planta, que toma agua del lago mediante unas bombas acopladas a motores diesel. Este sistema, calificado

sísmicamente para un movimiento máximo del suelo de 0,39 g, tiene una autonomía que permite que los motores diesel funcionen ininterrumpidamente por aproximadamente 10 días.

La autonomía de las baterías, para el monitoreo de las variables esenciales de planta y la disponibilidad de señales para la actuación de determinados componentes, es de 8 horas.

### Refrigeración de los elementos combustibles fuera del reactor

En un escenario de pérdida total de energía eléctrica se produce la indisponibilidad del circuito de refrigeración de las piletas de decaimiento, dado que el mismo cuenta con bombas accionadas por motores eléctricos.

Los estudios determinísticos reflejan que, tras la pérdida del suministro eléctrico, el agua en las piletas alcanzará su punto de ebullición luego de 78 horas luego del inicio del evento, mientras que la parte activa de los elementos combustibles gastados comenzaría a descubrirse luego de 13 días. Estos tiempos son de vital importancia para el diseño de las medidas preventivas para evitar alcanzar el daño de los elementos combustibles alojados en dichas piletas. Debe señalarse que para estos estudios se asumieron hipótesis conservativas en cuanto al nivel del agua y la carga térmica asociada a los elementos combustibles depositados en las piletas de decaimiento.

#### 8.2.3.2.2. Pérdida de los sumideros de calor

En este evento se postula la pérdida de todos los sistemas de refrigeración que toman de agua del lago para refrigerar el reactor. El suministro eléctrico se mantiene disponible.

### Refrigeración de los elementos combustibles dentro del reactor

La progresión de este accidente en los primeros instantes es similar a la descrita en la sección 8.2.3.2.1. Por lo tanto, el calor de decaimiento generado por los combustibles alojados en el núcleo es evacuado a través de los GVs, es decir, el agua contenida en el lado secundario de los GVs absorbe el calor del primario hasta alcanzar su punto de ebullición y posteriormente el vapor generado se libera a la atmosfera a través de la estación de venteo. La reposición del agua a los GVs se realiza desde el dousing por gravedad.

Como se mencionó anteriormente, es posible refrigerar el núcleo del reactor por esta vía durante aproximadamente 23 horas. Transcurrido ese tiempo, en este evento la planta queda sin ninguna posibilidad de refrigerarse, por lo que, de no mediar ninguna acción adicional al diseño, el núcleo del reactor alcanzará el estado de daño severo.

### Refrigeración de los elementos combustibles fuera del reactor

La respuesta de la planta en cuanto a la integridad de los elementos combustibles alojados en las piletas de decaimiento es similar a la descrita en la sección 8.2.3.2.1, referida a un evento de pérdida total de suministro eléctrico.

### 8.2.3.2.3. Pérdida simultánea del suministro eléctrico externo e interno y de los sumideros de calor

En este caso se postula la indisponibilidad del suministro eléctrico externo e interno coincidente con una pérdida de los sistemas de refrigeración que toman de agua del lago para refrigerar el reactor.

#### Refrigeración de los elementos combustibles dentro del reactor

Los resultados arribados en el estudio del escenario planteado en la 8.2.3.2.2 son aplicables a este caso.

Por lo tanto, se estima que la refrigeración del núcleo se mantendrá aproximadamente 23 horas desde el inicio del evento. Luego de ese periodo, la central queda sin ningún sistema de refrigeración del calor de decaimiento, por lo que se conducirá indefectiblemente al daño del núcleo.

#### Refrigeración de los elementos combustibles fuera del reactor

La respuesta de la planta en cuanto a la integridad de los elementos combustibles alojados en las piletas de decaimiento es similar a la descrita en la sección 8.2.3.2.1, referida a un evento de pérdida total de suministro eléctrico.

### 8.2.3.3. Gestión de accidentes severos

El COG (*CANDU Owner Group*) es un grupo conformado por operadores de distintos países de centrales nucleares del tipo CANDU. En base a las guías de accidentes severos desarrolladas por la empresa Westinghouse, el COG elaboró una serie de guías genéricas sobre la gestión de accidentes severos en ese tipo de reactores, las cuales fueron consideradas por el operador de la Central Nuclear Embalse.

Al momento de la realización de la Evaluación Integral de Seguridad, se encontraban en estudio las siguientes estrategias para situaciones de accidente severo:

1. Inyección de agua al sistema primario.
2. Control de las condiciones del moderador.
3. Control de las condiciones del tanque del sistema de blindaje de extremos/bóveda de la calandria.
4. Reducción de la liberación de productos de fisión.
5. Reducción del contenido de hidrógeno en la contención.
6. Control de las condiciones de la contención.
7. Inyección de agua dentro de la contención.

Debido a las características del reactor del tipo CANDU, como el gran volumen de agua a baja temperatura presente en el moderador y en la bóveda de la calandria, que actúan como un sumidero pasivo de calor, y el bajo calor de decaimiento del núcleo respecto de los reactores del tipo PWR, los prolongados tiempos involucrados en la progresión de accidentes severos viabilizan la implementación de determinadas estrategias preventivas y de mitigación frente a escenarios no contemplados en la base de diseño de la central.

Las estrategias de prevención de accidentes se aplican en situaciones de accidente severo en las que aún no se ha alcanzado el estado de daño del núcleo y se encuentran incluidas en los Procedimientos de Operación de Emergencia (EOPs – *Emergency Operating Procedures*), mientras que las estrategias de mitigación son utilizadas por los operadores tras alcanzar la fusión del núcleo.

Para la elaboración de las estrategias de mitigación, se identificaron los siguientes estados de daño del núcleo del reactor:

1. El combustible se calienta dentro del canal debido a la pérdida del refrigerante primario.
2. Los canales de combustibles calientes se desensamblan y liberan su contenido dentro de la vasija de la calandria.
3. Los segmentos colapsados y desensamblados de los canales evaporan el agua remanente en la calandria.
4. El fondo de la vasija de la calandria falla debido a la carga del material fundido.
5. El tanque de blindaje/bóveda de la calandria se seca, y el material fundido penetra el piso de ese tanque y se relocaliza en el sótano del edificio del reactor.

Las estrategias de mitigación referidas a la función de refrigeración consisten en inyectar agua a la calandria o a la bóveda de la misma y mantenerla inundada el tiempo necesario para garantizar la integridad de las estructuras.

Por su parte, para mantener controlada la función de seguridad de confinamiento de la contención en situaciones de accidente severo, se debe refrigerar y despresurizar la mezcla gaseosa contenida en su interior. Los estudios de accidentes severos para el diseño genérico de los reactores CANDU señalan que, puesto que la reducción de la presión del primario ocurre previo a la fusión del núcleo, el contenido entálpico del vapor generado por la ausencia de refrigeración no representa un gran inconveniente para la contención. El estado de elevada presión no se alcanza incluso cuando fallan los mecanismos de despresurización del primario, dado que en esta situación el sobrecalentamiento de los elementos combustibles causaría la falla de los canales combustibles con la consecuente liberación de vapor a la contención. Es decir, los tubos de presión de los reactores CANDU actúan como “fusibles de alivio de presión” impidiendo que el accidente progrese a un estado de alta presión y temperatura del primario lo cual podría comprometer la función de la contención.

Los principales aspectos a considerar respecto de la función de confinamiento son la producción de hidrógeno, la lenta presurización de la contención y la interacción del núcleo fundido con el hormigón del recinto de la calandria.

Como se mencionó anteriormente, una de las estrategias que se analizaba al momento de la realización de la Evaluación Integral de Seguridad consistía en reducir la concentración del hidrógeno presente en la contención por debajo de su límite inferior de inflamabilidad a fin de evitar su combustión y mantener la integridad de la contención en el largo plazo. La instalación de recombinadores autocatalíticos y el venteo de la contención podrían reducir sustancialmente la posibilidad de eventuales explosiones.

La lenta presurización de la contención ocurre debido a la producción de vapor por el calor de decaimiento como resultado de la indisponibilidad de los sistemas de refrigeración.

Las características de diseño existentes que protegen la integridad de la contención contra la presurización son su gran volumen interno y la reducción de temperatura de la mezcla gaseosa mediante enfriadores locales y la condensación del vapor con el rociado desde el dousing. Adicionalmente, existen varias alternativas para ventear el contenido de la contención cuando ésta es presurizada, por ejemplo, a través del dousing, GVs, desde el recinto donde se encuentra la máquina de carga, etc. La instalación de un sistema de venteo filtrado en la contención proveerá una alternativa adicional para el control de la situación.

La prevención de que el núcleo fundido atraviese el hormigón de la fundación del edificio del reactor contempla la inyección de agua dentro de la contención para refrigerar el material del núcleo fundido. En las evaluaciones genéricas del diseño CANDU mencionadas anteriormente, fueron identificadas diferentes estrategias 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. Estas evaluaciones genéricas señalan que, si la parte del núcleo que atraviesa los límites del tanque moderador no estuviera sumergida en agua, la interacción del núcleo fundido con el hormigón ocurriría luego de los dos días de iniciado el accidente y se espera que recién transcurrido cuatro días del accidente comience la interacción con el hormigón. En consecuencia, se dispondría del tiempo suficiente para implementar estrategias de mitigación que logren detener la progresión del accidente y mantener la planta en un estado controlado y estable.

#### 8.2.3.4. Manejo de la emergencia

En la sección 8.2.1.4 se detallaron los principales aspectos considerados en el manejo de la emergencia en el sitio Atucha ante una situación de accidente nuclear, los cuales, salvo los relacionados con multi-unidades, son incluidos en el Plan de Emergencia de la Central Nuclear Embalse.

### 8.3. Mejoras implementadas luego de la Evaluación Integral de Seguridad

Tras el análisis de los resultados arrojados por la Evaluación Integral de Seguridad, el ente regulador emitió varios requerimientos regulatorios mediante los cuales solicitó al licenciataria de las centrales nucleares implementar un conjunto de acciones y mejoras relacionadas con los eventos externos, la pérdida de las funciones de seguridad, la gestión de accidentes severos y el manejo de la emergencia. En las siguientes secciones se describen dichas mejoras, utilizándose para ello los informes de las referencias [56], [28] y [29].

Debe señalarse que, a raíz de diferentes recomendaciones emitidas por los organismos expertos en seguridad nuclear (como los SOERs del WANO), varias de las mejoras descritas en este apartado comenzaron a evaluarse previo al accidente de Fukushima [57], por lo que, en el caso de Argentina, las mismas estrictamente no surgieron como consecuencia del ese accidente. Sin embargo, dichas mejoras son abordadas a continuación dado que las mismas dan respuesta a las enseñanzas arrojadas por el accidente nuclear de Fukushima ocurrido posteriormente.

Si bien Nucleoeléctrica Argentina S.A. había realizado, antes del 2011, importantes estudios relacionados con las debilidades evidenciadas en el análisis del accidente, los requerimientos regulatorios emitidos por la ARN y las recomendaciones del WANO post-

Fukushima aceleraron la implementación de las mejoras de seguridad surgidas en dichas evaluaciones. La importancia de implementar las mejoras advertidas por estudios es una lección aprendida del accidente de Fukushima, ya que debe recordarse que previo al accidente TEPCO no implementó ninguna mejora a sabiendas del nuevo riesgo de tsunamis en la central.

Habida cuenta de que las unidades I y II de la Central Nuclear Atucha se encuentran emplazadas en el mismo sitio y que corresponden al mismo diseño, las mejoras implementadas en dichas instalaciones presentan grandes similitudes, por lo que las mismas son desarrolladas a continuación en forma conjunta en el mismo apartado.

### 8.3.1. Central Nuclear Atucha (Ref. [56], [28] y [29])

#### 8.3.1.1. *Eventos externos*

En las secciones previas se describieron las metodologías adoptadas para la realización de los estudios de márgenes sísmicos, inundaciones y de otros eventos externos en la Central Nuclear Atucha.

Puesto que la evaluación del margen sísmico estaba en ejecución al momento de la elaboración de la Evaluación Integral de Seguridad, el ente regulador solicitó completar dichos estudios e implementar las medidas necesarias para que la central pudiera soportar las nuevas exigencias sísmicas. Por lo tanto, como resultado de estas acciones, ambas unidades de la Central Nuclear Atucha estarían preparadas para mantener controladas las funciones de seguridad aun en el improbable escenario de ocurrencia de un sismo que genere una aceleración del suelo de 0,1 g, cuyo periodo de retorno es de 10.000 años. Complementariamente, se instaló una nueva instrumentación sísmica para realizar el monitoreo de las vibraciones detectadas por diferentes sensores sísmicos ubicados en varios puntos del sitio. De esta manera, es posible detectar desde la Sala de Control Principal la ocurrencia de eventos sísmicos.

Por otra parte, a los efectos de garantizar la disponibilidad del agua de río como fuente fría ante inundaciones extremas, en el caso de la unidad I se implementó la modificación mencionada en la sección 8.2.1.1.2 referida a la instalación de una cuarta bomba de toma de agua de río en la zona de la Central Nuclear Atucha II, con lo cual dicha unidad podría soportar el evento de Máxima Crecida Posible definido en la sección 6.6.2.2.2, mayor al considerado originalmente en su base de diseño. Asimismo, la nueva bomba puede tomar agua desde un metro por debajo del nivel de toma disponible previa a la modificación, lo que da un mayor margen para el control de las funciones de seguridad en caso de bajantes extremas.

En cuanto a la unidad II, debido a los criterios conservativos adoptados en su diseño respecto de eventos de inundaciones, se concluyó que dicha instalación posee un considerable margen de operación para el control de la función de seguridad de refrigeración frente a los niveles de crecida esperables en el sitio.

Pese a lo mencionado anteriormente, en forma complementaria, el licenciataria estableció medidas alternativas de refrigeración del núcleo del reactor de ambas unidades para el caso en que el sistema de toma de agua de río no esté disponible debido a

inundaciones y bajantes extremas, las cuales fueron incluidas en el programa de gestión de accidentes severos abordado más adelante.

Finalmente, se señala que la actualización de los estudios referidos a los riesgos de vientos fuertes y tornados en el sitio de Atucha reafirmaron la robustez de la central frente a la ocurrencia de dichos eventos.

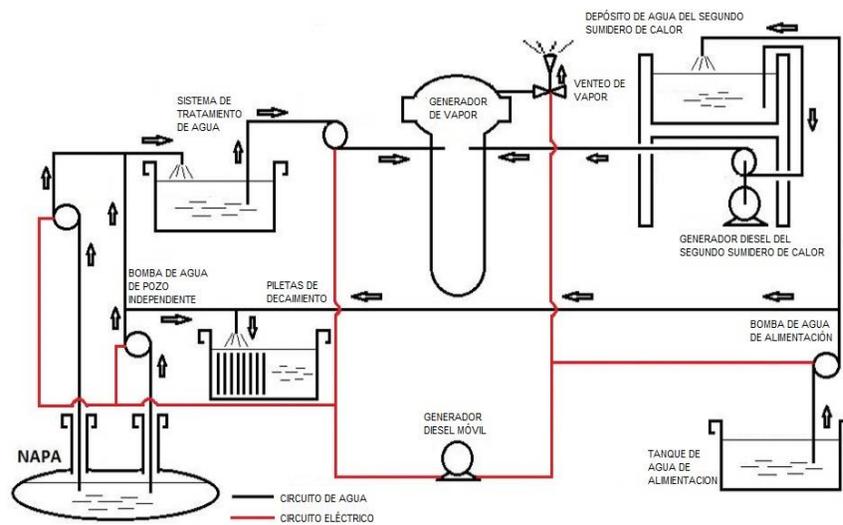
### *8.3.1.2. Pérdida de las funciones de seguridad*

Las evaluaciones de seguridad descritas anteriormente respecto de la capacidad de la central para hacer frente a eventos de pérdida total de los suministros eléctricos externo e interno, pérdida de los sumideros de calor y combinación de ambos eventos demuestran que, de no mediar acciones adicionales a las previstas en su diseño, luego de un cierto periodo de tiempo se produciría el sobrecalentamiento y la consecuente falla de los elementos combustibles alojados tanto en el reactor como en las piletas de decaimiento.

De acuerdo a la clasificación de los reactores nucleares presentada en la sección 4.7, ambas unidades de la Central Nuclear Atucha son de Generación II, puesto que los sistemas de seguridad considerados en el diseño son activos, es decir, que requieren necesariamente de una fuente de energía externa a los mismos para llevar a cabo sus funciones. Es por ello que la pérdida total del suministro eléctrico es un evento no alcanzado por la base de diseño de la central. Por lo tanto, dada la dependencia eléctrica de los sistemas de seguridad, la vulnerabilidad de la planta frente al evento de pérdida de suministros eléctricos externo e interno debe ser atendida por sistemas eléctricos adicionales a los considerados en el diseño.

En este sentido, para hacer frente a dicho evento, se incorporaron generadores diesel móviles para abastecer eléctricamente a una serie de componentes utilizados para inyectar agua al núcleo del reactor, a los GVs y a las piletas de decaimiento. Asimismo, con la disponibilidad de esta fuente alternativa de suministro eléctrico, es posible monitorear las variables esenciales tanto en el núcleo como en las piletas de decaimiento durante el transcurso del accidente severo. Los generadores diesel móviles pueden ser conectados en diferentes puntos de la instalación y han sido dimensionados para el escenario de mayor demanda o exigencia de cargas. Un punto a tener en cuenta es que los generadores diesel móviles son utilizados en accidentes que exceden la base de diseño, razón por la cual los mismos son incluidos en el nivel 4 del concepto de defensa en profundidad descrito en la sección 6.3.

Adicionalmente, se tomaron provisiones para disponer de fuentes de agua para la refrigeración en el largo plazo de los elementos combustibles alojados en el núcleo del reactor y en las piletas de decaimiento. En este sentido, tal como se ilustra en la Figura 8-3, en la unidad I se instalaron bombas sumergibles para tomar agua desde las napas freáticas y poder así inyectar agua tanto a los GVs como a las piletas de decaimiento ante un escenario de pérdida de los sumideros de calor de la central. Debe señalarse que el sistema puede ser operado localmente, por lo que el mismo se encontraría disponible aun cuando la sala de control no se encontrase habitable.



**Figura 8-3** Sistema de toma de agua de napas y reposición de agua a las piletas de agua de elementos combustibles y GVs de la Central Nuclear Atucha I y alimentación eléctrica desde el generador diesel móvil.

En el caso de la unidad II, las alternativas de refrigeración consisten principalmente en la reposición de agua a los GVs y a las piletas de decaimiento desde los depósitos de los sistemas de agua contra incendios y de agua desmineralizada que, por el gran volumen de agua disponible en estos depósitos, la remoción del calor de decaimiento por esas vías podría llevarse a cabo por un prolongado tiempo.

Un punto a señalar es que las vías de refrigeración alternativas descritas se encontrarían disponibles en caso de que la pérdida de los sumideros de calor ocurriera simultáneamente con la pérdida de los suministros eléctricos externo e interno, dado que los componentes requeridos para efectuar la refrigeración por esas vías pueden ser alimentados eléctricamente desde los generadores diesel móviles.

Las modificaciones descritas en los párrafos precedentes fueron acompañadas por la elaboración de una serie de estrategias que consisten en la reconfiguración de algunos sistemas de planta que, si bien fueron diseñados para cumplir con otros propósitos, son utilizados para llevar a cabo funciones de seguridad en los accidentes considerados. Por ejemplo, para mantener la refrigeración del núcleo en situación de pérdida total de energía eléctrica, se prevé utilizar el sistema de control de volumen del primario.

En la siguiente tabla se resumen las medidas implementadas en ambas unidades de la Central Nuclear Atucha para hacer frente a los eventos postulados en la Evaluación Integral de Seguridad:

**Tabla 8-2 Acciones implementadas en la Central Nuclear Atucha para garantizar las funciones de seguridad ante las situaciones accidentales contempladas en la Evaluación Integral de Seguridad**

<b>Escenario accidental</b>	<b>Acciones de mejora</b>
Pérdida de suministros eléctricos externo e interno	Instalación de generadores diesel móvil y estrategias de refrigeración.
Pérdida de los sumideros de calor	Implementación de fuentes alternativas de agua y estrategias para la reposición de agua a los generadores de vapor y a las piletas de decaimiento en el largo plazo.
Pérdida de los suministros eléctricos externo e interno coincidente con pérdida de los sumideros de calor	Combinación de ambas medidas

### 8.3.1.3. Gestión de accidentes severos

Para la elaboración de las guías de accidentes severos se requiere conocer el comportamiento termohidráulico de la planta antes y después de alcanzar la fusión del núcleo y la eficacia de las estrategias de prevención y mitigación debe ser validada con el correspondiente código.

En lo que respecta a las medidas de prevención, el vasto conocimiento del comportamiento de la planta hasta alcanzar el daño al núcleo permitió elaborar diferentes guías de aplicación en accidentes severos relacionadas con las siguientes acciones:

1. Evaluación del estado de planta
2. Monitoreo de variables esenciales a largo plazo
3. Falla del suministro eléctrico
4. Interconexión eléctrica entre ambas unidades de la Central Nuclear Atucha
5. Conexión del generador diesel móvil
6. Reposición de agua a los generadores de vapor por vías alternativas
7. Despresurización del primario
8. Inyección de agua al primario
9. Inyección de agua a los sumideros de la contención
10. Reducción de la liberación de los productos de fisión
11. Aislación de la ventilación de la contención
12. Control de las condiciones de la contención
13. Alivio de la presión de la contención
14. Inyección de agua a las piletas de decaimiento por varias vías
15. Refrigeración de la máquina de recambio de elementos combustibles

Por lo tanto, en etapas tempranas de un evento que exceda la base de diseño de la central, en el que se pierda alguna de las funciones de seguridad, el operador debe diagnosticar la situación y posteriormente aplicar la correspondiente guía para controlar el evento. Como se mencionó anteriormente, en algunos casos las estrategias de accidentes severos consisten en controlar las funciones de seguridad de la planta mediante la reconfiguración de sistemas que han sido diseñados para otro fin. Debe señalarse que con

estas acciones se busca suplir la falla de los sistemas de seguridad previstos en el diseño de la central.

Tal como se mencionó en la sección 7.6, el daño de las bombas de toma de agua de mar en el accidente ocurrido en la Central Nuclear de Fukushima Daiichi originó la indisponibilidad de los generadores diesel refrigerados por agua. Sin embargo, la unidad 6 de esa central contaba con un generador diesel refrigerado por aire, razón por la cual fue posible abastecer las cargas esenciales requeridas para mantener controladas las funciones de seguridad en esa instalación y en la unidad 5, dado que entre ambas unidades existía una interconexión eléctrica. Análogamente, por diseño, los generadores diesel de emergencia de la unidad II de la Central Nuclear Atucha son refrigerados por agua de río por lo que, como en el caso de Fukushima, la pérdida de esta fuente fría ocasionaría la indisponibilidad simultánea de dichos equipos. En este sentido, el ente regulador requirió instalar torres de enfriamiento de tiro mecánico en la unidad II a fin de que el suministro eléctrico de emergencia no se viera afectado por el improbable evento de pérdida de toma de agua de río. En el caso de la Central Nuclear Atucha I, por diseño, los diesel de emergencia son refrigerados por aire, por lo que el funcionamiento de los mismos no depende de la disponibilidad del agua de río.

Por su parte, la complejidad de los estudios referidos al comportamiento de la planta una vez alcanzada la fusión generalizada del núcleo retrasó el desarrollo de estrategias de mitigación para implementarse en situaciones de accidentes severos. El escaso conocimiento de la respuesta de la planta tras el daño severo del núcleo en reactores tipo Atucha se debe principalmente a su singular diseño, dado que de los 59 reactores del tipo PHWR construidos mundialmente a lo largo de la historia solo 4 de ellos pertenecen al diseño tipo Atucha [11].

En virtud de lo realizado en el Análisis Probabilístico de Seguridad de la Central Nuclear Atucha II, inicialmente se recurrió al código MELCOR para analizar la evolución de la planta luego de la fusión del núcleo. Sin embargo, posteriormente, se decidió utilizar el código RELAP5, dado que con el mismo es posible modelar la fusión del núcleo, la reubicación de los componentes fundidos, la oxidación y la re-inundación del núcleo degradado y otros fenómenos asociados con accidentes severos. El código RELAP5 proporciona información más detallada que el código MELCOR respecto del comportamiento termohidráulico dentro y fuera del reactor. Dada las particularidades del diseño del reactor tipo Atucha, se requirió la colaboración del diseñador del código RELAP5 para poder utilizarlo en este tipo de reactores.

En respuesta a un requerimiento regulatorio, se han evaluado las siguientes acciones para implementar en etapas tardías del accidente:

- Refrigeración externa de la vasija del reactor
- Venteo controlado de la contención

La refrigeración externa de la vasija del reactor es una medida para retener el material fundido en escenarios con importantes daños en el núcleo. Dada las incertezas asociadas a la progresión del accidente, los estudios realizados con el código RELAP5 fueron complementados con un análisis más complejo efectuado con el código ANSYS/CFD. Sin embargo, los resultados arrojados por estos estudios no fueron concluyentes por lo que, con la información disponible al momento, la refrigeración externa de la vasija no puede descartarse por completo ni considerarse como una medida exitosa.

Por otra parte, la acción de venteo controlado consiste en la liberación de material radiactivo a la atmósfera, previa filtración, luego de la fusión generalizada del núcleo a fin de aliviar la presión en la contención y evitar así su rotura. La liberación de material radiactivo en forma deliberada al ambiente puede parecer controvertida, sin embargo, es preferible realizar dicha acción para evitar la rotura de la contención, puesto que en este caso se produciría una emisión excesiva y descontrolada de radionucleídos al ambiente, por lo que las consecuencias radiológicas serían aún mayores. En primer lugar, se debe demostrar que la integridad de la contención se mantendría intacta y cumpliendo su función de seguridad en etapas tempranas del accidente dado que, si se produjera su falla en los primeros instantes luego de la fusión del núcleo, la acción de venteo controlado, previstas para etapas posteriores, carecería de sentido. Complementariamente se debe demostrar que, como consecuencia de la progresión del accidente severo, la presión en el interior de la contención alcanzará su valor de rotura, lo cual, junto con lo anterior, justificaría la instalación del equipamiento asociado al venteo controlado.

Los estudios disponibles tienen asociados grandes incertezas respecto de si el material fundido es retenido en el recipiente del reactor o si es estabilizado dentro de la contención. Si alguna de estas dos acciones no tiene lugar en el accidente, la efectividad del venteo controlado debe ser descartada, ya que en ese caso se produciría la interacción del material fundido con el hormigón de la contención, ocasionando el daño de esta barrera de confinamiento. El avance del proyecto de venteo controlado está supeditado a los resultados de los estudios que se encuentran en curso sobre el comportamiento del material fundido.

Además, el conocimiento detallado de los fenómenos ocurridos en etapas avanzadas de la fusión del núcleo permitirá especificar e instalar la instrumentación apta para efectuar el monitoreo de las variables esenciales de la planta en las condiciones ambientales extremas generadas en el interior de la contención durante accidentes severos.

Finalmente, en base a los estudios disponibles relativos al comportamiento de la planta en situaciones accidentales, se diseñaron e instalaron recombinadores pasivos autocatalíticos, con lo cual se evitarían aumentos bruscos de la presión en la contención ocasionados por eventuales explosiones del hidrógeno generado durante el accidente.

#### 8.3.1.4. *Manejo de la emergencia*

Varias de las acciones previstas en el plan de emergencia, descriptas en la sección 8.2, requieren la disponibilidad de la sala de control durante el accidente, dado que desde allí se deben realizar el monitoreo de las variables esenciales de planta y ciertas acciones para el control del accidente. En este sentido, se encuentra en ejecución una evaluación de la habitabilidad de la sala de control frente a escenarios de elevada concentración de material tóxico y/o radiactivo en el sitio de la central. Posteriormente se implementarán las mejoras surgidas de esta evaluación para garantizar la habitabilidad de la sala de control en las condiciones ambientales adversas originadas en el accidente. En el caso de la unidad II, también se llevó a cabo una evaluación sobre la habitabilidad de la sala de control secundaria, a fin de poder efectuar ciertas acciones y el monitoreo de variables esenciales desde allí en caso de que la sala de control principal quedara inhabitable durante el accidente.

Asimismo, se actualizaron los estudios sobre la caracterización y la cantidad de los radionucleídos presentes tanto en el núcleo del reactor durante operación normal como en las piletas de decaimiento (término fuente) y se postularon varios escenarios de emisiones a fin de estimar de antemano las posibles consecuencias radiológicas tanto en los trabajadores como en los miembros del público.

Por su parte, puesto que el centro de emergencia interna no estaba diseñado para soportar sismos, se decidió construir una nueva instalación que pudiera resistir dicho evento natural. A su vez, teniendo en cuenta el nivel de esta nueva instalación, la accesibilidad y disponibilidad del mismo no serían afectadas por la máxima inundación posible en el sitio. Este edificio posee un sistema de ventilación con filtros de partículas radiactivas a fin de que su habitabilidad no se viera comprometida ante situaciones de elevada liberación de material radiactivo en el sitio. Asimismo, cuenta con su propio suministro eléctrico de emergencia con triple redundancia y diferentes vías de comunicación para garantizar el intercambio de información durante la gestión de la emergencia. El centro de emergencia recibe información en tiempo real de los niveles de radiación registrados dentro de un radio de 10 km alrededor de la central y tiene su propia torre meteorológica que brinda información sobre la velocidad y dirección del viento, nivel de precipitaciones, etc.

Asimismo, se cuentan con teléfonos satelitales móviles y fijos, como *back-up* de los sistemas de comunicación disponibles en plantas, para mejorar la confiabilidad del intercambio de información durante el manejo de la emergencia. Además, se adecuaron a las enseñanzas aprendidas de Fukushima los procedimientos relacionados con la conformación y la función del centro de emergencia.

Se prevé construir un centro de emergencia a una distancia mayor de 10 km del sitio Atucha, de manera que la conducción del accidente pudiera llevarse a cabo aun cuando el centro interno de emergencia no se encuentre disponible como consecuencia del accidente. Para el diseño de esta nueva instalación se consideraron las vulnerabilidades evidenciadas en el centro de control externo durante el accidente de Fukushima en relación a la infraestructura, la instrumentación y los sistemas de comunicación (sección 7.10).

### 8.3.2. Central Nuclear Embalse (Ref. [56], [28] y [29])

#### 8.3.2.1. *Eventos externos*

Como en las unidades I y II de la Central Nuclear Atucha, el ente regulador solicitó finalizar la evaluación del margen sísmico descrita en la sección 8.2.3.1.1 e implementar las mejoras surgidas de la misma a fin de que la planta pudiera resistir las nuevas exigencias sísmicas. En este sentido, como resultado de esta evaluación, la planta se encontraría calificada sísmicamente para una aceleración máxima de suelo de 0,39 g, la cual tiene asociada un periodo de retorno de 10.000 años, mientras que para la estructura de la contención ese valor asciende a 0,55 g, cuyo periodo de retorno es de 100.000 años.

En la sección 6.6.3.2.2 se mencionó que la máxima crecida posible en la Central Nuclear Embalse está limitada por el nivel del vertedero localizado aguas abajo de la misma. A raíz de esta dependencia, se realizaron estudios sobre las implicancias en la central de

eventuales daños de dicha represa como consecuencia de eventos sísmicos. A su vez, en función de la actualización del riesgo de tornados en el sitio, se evaluaron la respuesta y el margen de seguridad de los edificios y estructuras relevantes para la seguridad respecto a tornados que excedan los considerados en la base de diseño. Para este estudio se definió un tornado de revisión cuya intensidad tiene asociada un periodo de retorno de 10.000 años.

Los resultados de los estudios mencionados en el párrafo precedente arrojaron que la ocurrencia de los eventos evaluados no comprometería el control de las funciones de seguridad de la planta.

### 8.3.2.2. Pérdida de las funciones de seguridad

En los estudios de la sección 8.2.3.2 se identificaron ciertas vulnerabilidades de la planta frente a la pérdida de los suministros eléctricos externo e interno, pérdida de los sumideros de calor y la ocurrencia simultánea de ambos eventos.

Tal como se planteó el evento de pérdida de suministro eléctricos externo e interno, la planta no alcanzaría el daño del núcleo en el corto plazo, sin embargo, cuando el mismo ocurre simultáneamente con la pérdida de los sumideros de calor se observa que luego de varias horas la planta quedaría sin posibilidad de refrigeración.

A raíz de ello, como en la Central Nuclear Atucha, se incorporaron generadores diesel móviles para que, mediante la aplicación de las estrategias del programa de accidentes severos, las funciones de seguridad en la central pudieran mantenerse controladas en el largo plazo en situaciones que excedan la base de diseño de la central.

Asimismo, a fin de inyectar agua a la calandria desde fuera de la contención luego del daño severo del núcleo, se instalaron dos tanques de agua de gran volumen y bombas que pueden ser alimentadas eléctricamente tanto del sistema eléctrico de emergencia como de los generadores diesel móviles. Además, se adoptaron medidas alternativas para suministrar agua a los GVs luego de agotarse el contenido de agua del *dousing* y se agregaron conexiones para reponer agua a las piletas de decaimiento desde tanques cisternas de camiones de bomberos.

Se implementaron mejoras relativas a extender el abastecimiento de corriente continua a los componentes utilizados para llevar a cabo ciertas acciones relacionadas con la seguridad y el monitoreo de las variables esenciales de planta. Debe señalarse que el seguimiento de las indicaciones de dichas variables es de suma relevancia para el diagnóstico de la situación y la correcta aplicación de las medidas previstas para el control del evento.

Por su parte, durante el Proyecto de Extensión de Vida llevado a cabo en la Central Nuclear Embalse se incorporaron diversas mejoras relacionadas con la seguridad de las instalaciones. En este sentido, se implementaron modificaciones para aumentar la confiabilidad de los siguientes sistemas de seguridad:

- Sistema eléctrico de emergencia, incluyendo el reemplazo de los generadores diesel
- Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo
- Sistema de refrigeración de emergencia de toma de agua del lago

Con dichas modificaciones se redujo la probabilidad de falla de dichos sistemas respecto al primer ciclo de operación de la central. Asimismo, con el propósito de mejorar el desempeño de la planta ante situaciones accidentales, se introdujeron nuevos parámetros para el apagado del reactor, con lo cual se amplía la cobertura de actuación del sistema de protección del reactor.

### 8.3.2.3. *Gestión de accidentes severos*

Las estrategias que constituyen el programa de gestión de accidentes severos fueron presentadas en la sección 8.2.3.3, las cuales han sido revisadas y validadas por la compañía canadiense CANDU Energy. Complementariamente, tal como se mencionó en la sección anterior, se elaboró una estrategia para mantener refrigerados los elementos combustibles almacenados en las piletas de decaimiento desde el exterior en determinados escenarios accidentales no contemplados en la base de diseño, incluyendo el monitoreo de los principales parámetros, como el nivel y la temperatura del agua, desde la sala de control secundaria.

A diferencia del exiguo conocimiento sobre la fenomenología de la progresión del accidente severo en reactores tipo Atucha, la experiencia arrojada por los aproximadamente 34 reactores CANDU<sup>55</sup> permitió contar con un mayor conocimiento sobre el comportamiento del material fundido tras el daño severo del núcleo en esta tecnología, con lo cual fue posible instalar en la Central Nuclear Embalse el venteo filtrado de la contención y elaborar la estrategia de refrigeración del núcleo fundido. Estas dos medidas están orientadas a lograr retener el material fundido en etapas avanzadas del accidente, en el caso del venteo filtrado mediante el alivio de presión en el interior de la contención, y de evitar así su falla, y en la refrigeración externa buscando limitar la propagación del material fundido hasta dañar esa barrera de contención. Asimismo, se tomaron las previsiones para contar con las indicaciones de las variables esenciales en el interior de la contención, como presión, temperatura y niveles de radiación, luego de daño severo del núcleo. Debe señalarse que, debido a las condiciones ambientales extremas resultantes del accidente, se requiere contar con la instrumentación adecuada para llevar a cabo el monitoreo de dichos parámetros.

Complementariamente, se instalaron discos de ruptura en la calandria para aumentar la capacidad de venteo de las mismas y evitar así que la presión interna exceda su valor de rotura. Con esta modificación se busca controlar la situación en caso de daño severo del núcleo del reactor.

Finalmente, como en ambas unidades de la Central Nuclear Atucha, se instalaron recombinadores pasivos autocatalíticos para reducir la posibilidad de explosiones por el hidrógeno generado durante el transcurso del accidente.

### 8.3.2.4. *Manejo de la emergencia*

El manejo de la emergencia tiene el propósito de reducir las consecuencias radiológicas tanto en los trabajadores como en los miembros del público durante situaciones accidentales, por lo que es fundamental contar con información sobre el material radiactivo disponible en la central. En este sentido, el ente regulador requirió actualizar la caracterización

---

<sup>55</sup> De los cuales, 28 se encuentran actualmente en operación y 6 han sido desmantelados.

y la cantidad de radionucleídos presentes en el reactor durante operación normal y en las piletas de decaimiento.

A la luz de los eventos ocurridos en Fukushima, se realizaron tareas de acondicionamiento en el centro de emergencia para que el mismo fuera accesible y habitable en condiciones accidentales extremas. Estas tareas consistieron principalmente en la calificación sísmica del edificio donde se llevan a cabo las actividades relativas a la conducción del accidente y en la mejora del sistema de ventilación del mismo, como la incorporación de filtros de material radiactivo y medidas para mantener ligeramente presurizado el interior del mismo<sup>56</sup>. Asimismo, como consecuencia de las medidas implementadas, el edificio cuenta con su propio suministro eléctrico de emergencia y medios de comunicación de elevada confiabilidad para mantener el intercambio de información con el exterior en situaciones accidentales. En este sentido, a fin de garantizar un adecuado intercambio de información durante la gestión del accidente, se disponen cinco teléfonos satelitales (dos fijos y tres móviles) como *back-up* a los medios disponibles en la planta. El centro de emergencia recibe información sobre los niveles de radiación registrados por una red de 12 estaciones de monitoreo situadas en un radio de 10 km desde la central. Considerando las enseñanzas aprendidas del accidente nuclear de Fukushima, se adecuaron los procedimientos relacionados con el funcionamiento de la organización de respuesta a la emergencia y la coordinación y recepción de suministros, equipos y personal en situaciones de emergencia.

Complementariamente, se encuentra en ejecución la instalación de un centro de control externo en una localidad situada a una distancia mayor de 10 km desde la central, el cual dispondrá de la infraestructura, instrumentación y sistemas de comunicación adecuados para dar apoyo al centro interno de emergencia o reemplazarlo en caso de que el mismo quedara inhabitable.

Asimismo, se instalaron generadores eléctricos portátiles para contar con iluminación en las zonas exteriores a los edificios de la central en escenarios de SBO.

Finalmente, se implementaron mejoras relacionadas con el acondicionamiento de la sala de control secundaria, a fin de que la misma sea habitable en condiciones radiológicamente adversas y poder llevar a cabo desde allí ciertas acciones y el seguimiento de parámetros esenciales de la planta, en caso de que la sala de control principal no estuviera disponible.

#### **8.4. Situación de las centrales nucleares argentinas post-Fukushima**

En la siguiente tabla se presenta un resumen de los aspectos de seguridad de las centrales nucleares argentinas previstos para hacer frente a un accidente nuclear similar al ocurrido en Fukushima: eventos naturales extremos que exceden la base de diseño con la consecuente pérdida tanto del suministro eléctrico de interno y externo como de los sumideros de calor.

---

<sup>56</sup> Esta medida consiste en elevar ligeramente la presión interna del edificio, a fin de establecer un gradiente positivo de presión respecto al exterior para que el flujo de masa de aire sea desde el interior hacia el exterior, restringiendo de esta manera el ingreso de partículas radiactivas al edificio.

Tabla 8-3 Situación actual (noviembre 2020) de las centrales nucleares argentinas para hacer frente a un accidente similar al ocurrido en la Central Nuclear de Fukushima (eventos naturales extremos con el consecuente SBO y pérdida de sumideros de calor).

ASPECTO DE SEGURIDAD		CNAI	CNAII	CNE
Eventos externos	Sismos	<p>Actualmente, se está finalizando la elevación de la capacidad sísmica de las centrales respecto de la definida en su base de diseño original. Como consecuencia de ello, las plantas podrán hacer frente a un sismo con un periodo de retorno de 10.000 años, cuya aceleración máxima de suelo en el sitio de la central corresponde a 0,1 g.</p> <p>Disponibilidad de instrumentación sísmica.</p>	IDEM a CNAI	<p>Producto de la recalificación sísmica, la planta puede hacer frente a sismos cuyo periodo de retorno es de 10.000 años (0,39 g para la zona de la central).</p> <p>La contención puede soportar hasta un sismo de magnitud 0,55 g (cuyo periodo de retorno es de 100.000 años).</p>
	Inundaciones	<p>Desde la implementación de la cuarta bomba de agua de río, la central puede hacer frente a la Máxima Crecida Probable en el sitio (nivel superior al definido en su base de diseño original).</p> <p>Aun ante la ocurrencia de una inundación superior a la Máxima Crecida Probable en el sitio, la central cuenta con el Segundo Sumidero de Calor para mantener</p>	<p>Por diseño, la CNAII puede hacer frente al Máxima Crecida Probable en el sitio.</p> <p>Se cuentan con medidas alternativas para llevar a cabo la refrigeración en el caso de que ocurra una inundación superior a la Máxima Crecida Probable (como la inyección de agua a los GV's desde las piletas de agua desmineralizada o</p>	<p>La evaluación de las consecuencias de probables sismos en la represa localizada aguas abajo, arrojó como resultado que la CNE no se vería afectada por dicho evento.</p>

**EL ACCIDENTE NUCLEAR DE FUKUSHIMA: FORTALEZAS DE LAS CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS**

		controlada la función de refrigeración.  La planta cuenta con procedimientos para retirar de servicio la central de manera segura en caso de niveles extremos de bajantes y crecidas en el sitio.	sistema de agua contra incendios).  La planta cuenta con procedimientos para retirar de servicio la central de manera segura en caso de niveles extremos de bajantes y crecidas en el sitio.	
	<b>Otros</b>	Se realizaron estudios referidos a los riesgos de vientos fuertes y tornados con metodologías actualizadas, los cuales reafirmaron la robustez de las plantas.	IDEM a CNAI	La planta puede hacer frente a tornado cuyo periodo de retorno es de 10.000 años.
<b>Pérdida de las funciones de seguridad</b>	<b>SBO (Station Black-Out)</b>	Generadores diesel independientes del sistema eléctrico de emergencia (Segundo Sumidero de Calor).  Interconexión eléctrica entre barras normales de ambas unidades de la CNA.  Generador diesel móvil.  Instrucciones para prolongar el tiempo de uso de las baterías.	Interconexión eléctrica entre barras normales de ambas unidades de la CNA.  Generador diesel móvil.  Instrucciones para prolongar el tiempo de uso de las baterías.	Generador diesel móvil.  Instrucciones para prolongar el tiempo de disponibilidad de las baterías (fundamental para ciertas acciones de seguridad y monitoreo de variables esenciales en situaciones accidentales)
		Inyección de agua desde las napas a los GVs como a	Se cuentan con procedimientos para	Fuentes alternativas de agua para inyectar agua al núcleo

	<p><b>Pérdida de los sumideros de calor</b></p>	<p>las piletas de agua de decaimiento.</p>	<p>inyectar agua (desde sistemas de agua contra incendios y agua desmineralizada) a los GVs y a las piletas de decaimiento en caso de ocurrencia de un SBO (Station Black-Out) junto con la pérdida del sistema de agua de río.</p>	<p>desde afuera de la contención (adición de agua a la bóveda de la calandria desde afuera del Edificio del Reactor).</p> <p>Medidas alternativas para reponer agua al dousing.</p> <p>Posibilidad de inyectar agua a las piletas de decaimiento desde tanques cisternas.</p> <p>En los últimos años, se implementaron en CNE dos tanques de 8 m<sup>3</sup> (con bomba, generador acoplado, bomba sumergible), un tanque de 4.5 m<sup>3</sup> (con bomba) y un tanque de 3 m<sup>3</sup>, para disponer de agua en diferentes situaciones de emergencia.</p>
<p><b>Gestión de accidentes severos</b></p>	<p>Guías de accidentes severos para estrategias de prevención y mitigación.</p> <p>Recombinadores pasivos autocatalíticos.</p>	<p>Cierre del sistema de ventilación del edificio donde se encuentra la Sala de Control Principal y disponibilidad de equipos portátiles, a fin de garantizar su habitabilidad en condiciones radiológicas externas adversas.</p> <p>Guías de accidentes severos para estrategias</p>	<p>Guías de accidentes severos para estrategias de prevención y mitigación.</p> <p>Recombinadores pasivos autocatalíticos.</p> <p>Venteo filtrado.</p> <p>Refrigeración externa de la calandria.</p> <p>Disco de ruptura en la calandria (para evitar la rotura catastrófica)</p>	

		de prevención y mitigación.  Recombinadores pasivos autocatalíticos.	de la calandria en etapas avanzadas del accidente con el núcleo fundido).  Posibilidad de monitorear las variables esenciales (nivel y temperatura) de las piletas de decaimiento en las Salas de Control Principal y Secundaria.
<b>Manejo de la emergencia</b>	<p>Centro de emergencia interno resistente a eventos naturales extremos.</p> <p>Telefonía satelital móvil y fija.</p> <p>Procedimientos relacionados con la conformación y la función del centro interno de emergencia adecuados a las enseñanzas aprendidas de Fukushima.</p> <p>Se cuenta con una organización dedicada y exclusiva para hacer frente a emergencias.</p>	IDEM a CNAI	<p>Centro de emergencia interno resistente a eventos naturales extremos.</p> <p>Disponibilidad de la sala de control secundaria para situaciones radiológicamente adversas.</p> <p>Telefonía satelital móvil y fija.</p> <p>Procedimientos relacionados con la coordinación y recepción de suministros, equipos y personal adicional adecuados a las enseñanzas aprendidas de Fukushima.</p> <p>Generadores diesel portátil para disponer de iluminación en situación de SBO.</p> <p>Se cuenta con una organización dedicada y exclusiva para hacer frente a emergencias.</p>

## 9. CONCLUSIONES

En este trabajo se cumple con el objetivo de identificar y describir las medidas implementadas en materia de seguridad en las centrales nucleares argentinas para hacer frente a un accidente similar al ocurrido en el 2011 en la Central Nuclear de Fukushima Daiichi.

En ese sentido, se abordaron los aspectos más importantes que caracterizan a la industria nuclear, tanto a nivel nacional como internacional. Se realizó una descripción del marco regulatorio nuclear vigente en la República Argentina, detallándose los principales instrumentos jurídicos, como los compromisos internacionales, las leyes nacionales y demás normativas, que establecen las exigencias en materia de seguridad nuclear y radiológica aplicables a las centrales nucleares argentinas. Asimismo, se detallaron las evaluaciones de seguridad y la documentación requeridas por el ente regulador para autorizar la construcción, puesta en marcha, operación y retiro de servicio de las centrales nucleares emplazadas en el país, proceso denominado licenciamiento. Se observa que el marco normativo nuclear en la Argentina cumple con los principios regulatorios de amplio consenso y aplicación en la industria nuclear internacional y que las evaluaciones de seguridad asociadas al proceso de licenciamiento son realizadas conforme al estado del arte en la materia.

Además, se expusieron los principios de la energía nuclear y los principales aspectos derivados de su aprovechamiento para la generación de energía eléctrica. A diferencia de las centrales térmicas convencionales, la generación nucleoelectrica presenta una serie de características particulares que deben ser tenidas en cuenta en el diseño y operación de las instalaciones como, por ejemplo, la producción de material radiactivo y la generación de calor incluso luego del apagado del reactor. Se describieron las diferentes tecnologías de los reactores nucleares utilizados para la generación de energía eléctrica, detallándose la participación de las mismas tanto en el plano internacional como nacional. Complementariamente, se expuso la participación de la generación nucleoelectrica en la matriz energética mundial y nacional, observándose que, en términos porcentuales, la penetración de la energía nuclear en el ámbito nacional es inferior a la registrada a nivel mundial.

Por su parte, se introdujo el concepto de radiactividad y se mencionaron los diferentes tipos de radiaciones presentes en la naturaleza y los generados en las centrales nucleares. Se describieron los efectos biológicos de dichas radiaciones en la salud de las personas y el medio ambiente y las medidas adoptadas tanto en el diseño como en la operación de las centrales nucleares para reducir al máximo el riesgo asociado a la actividad. Debido a los efectos perniciosos de la radiación en las personas y el medio ambiente, la producción de material radiactivo en la operación de las centrales nucleares constituye el principal riesgo de dicha tecnología de generación.

Asimismo, se describieron los principales aspectos considerados en el diseño de las centrales nucleares de acuerdo a la normativa establecida por organismos mundialmente reconocidos en la industria. Desde el punto de vista de la seguridad, el diseño de las centrales nucleares debe contemplar el cumplimiento de las tres "funciones fundamentales de seguridad": 1) reactividad, 2) refrigeración y 3) confinamiento. Teniendo en cuenta que el principal riesgo de la generación nucleoelectrica se debe a los efectos dañinos de la radiación en los trabajadores y en la población, es decir, a la producción de material radiactivo, de las

tres funciones de seguridad, la de mayor relevancia es la de confinamiento. Sin embargo, el cumplimiento de esta función de seguridad está supeditada al éxito del control de reactividad y de la refrigeración, dado que la falla de estas dos últimas ocasionaría el deterioro de las barreras de contención del material radiactivo, es decir, de la función de seguridad de confinamiento. Complementariamente, se mencionaron los criterios de diseño adoptados respecto de los eventos iniciantes postulados, el concepto de defensa en profundidad y los eventos externos. En este sentido, se detallaron los criterios considerados en el diseño original de las centrales nucleares emplazadas en Argentina.

En cuanto a la Central Nuclear de Fukushima Daiichi, se describieron las principales características de diseño, del emplazamiento, así como la progresión del accidente en cada una de las unidades y el marco regulatorio nuclear vigente en Japón previo y luego del accidente ocurrido en esa central en 2011. La estructura institucional y el marco regulatorio presentaban importantes falencias respecto de la práctica comúnmente adoptada por la industria nuclear internacional en materia regulatoria. El ente regulador japonés, además de carecer de independencia en cuanto a su funcionalidad, no poseía la potestad de elaborar programas de vigilancia y normas en materia de seguridad nuclear. Sus actividades de regulación debían llevarse a cabo en un marco rígido establecido por ley, y sus decisiones debían ser convalidadas por un organismo externo al mismo. Puesto que varios organismos gubernamentales intervenían en el funcionamiento de la industria nuclear japonesa, las responsabilidades en materia de seguridad no eran claras. Por lo tanto, el ente regulador nuclear japonés carecía de las características fundamentales de amplia aplicación a nivel mundial en materia regulatoria requeridas para garantizar un nivel de seguridad mínimo en las centrales nucleares.

Las características de diseño de las unidades de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi reflejaban los lineamientos establecidos en la normativa vigente en la década del 70. Las exigencias relativas a la seguridad han ido aumentándose a lo largo del tiempo, sin embargo, el marco regulatorio no contemplaba la realización sistemática de evaluaciones de seguridad para la actualización del riesgo de las centrales nucleares ni un programa de modificaciones de la instalación a fin de adaptar su seguridad a las nuevas exigencias regulatorias. No obstante, durante la etapa de operación de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi se realizaron diferentes evaluaciones, de las cuales surgieron una serie de mejoras implementadas por el operador.

En el 2009 se realizó un conjunto de evaluaciones de eventos naturales en el sitio, donde se concluyó que el máximo nivel de inundación posible, generado por tsunamis, en el sitio de la central era similar al que luego ocurrió el 11 de marzo de 2011, lo cual deja en evidencia que el accidente fue un hecho previsible, y que el mismo podría haberse evitado. Dicha evaluación *per se* fue desestimada por el operador y el ente regulador, dado que el nuevo nivel de inundación era considerablemente superior al determinado previamente en el diseño original y en evaluaciones hechas durante la operación. El ente regulador y el operador habían acordado realizar evaluaciones adicionales para ratificar el nuevo riesgo de tsunamis, sin embargo, las mismas no llegaron a concretarse antes del accidente. Posiblemente, la existencia de un ente regulador independiente con mayor atribuciones y facultades hubiera evitado el accidente ocurrido el 11 de marzo de 2011.

Asimismo, dichas deficiencias regulatorias también salieron a la luz durante el transcurso del accidente, en particular en lo concerniente al programa de gestión de accidentes severos y el plan de emergencia.

En cuanto al programa de gestión de accidentes severos, el ente regulador había emitido únicamente una serie de sugerencias para su elaboración, las cuales no eran de aplicación obligatoria. Por lo tanto, el programa de gestión de accidentes severos existente en la central era deficiente, lo cual quedó en evidencia en la toma de decisiones del personal y en los diversos inconvenientes presentados, como la imposibilidad de realizar el diagnóstico de la situación y el monitoreo de las principales variables de planta desde la sala de control de la central. Esta situación conllevó a la realización de tareas no planificadas por parte del personal de la central en recintos con elevados niveles de radiación.

Respecto al plan de emergencia, durante el accidente surgieron diversas acciones no previstas de antemano, como la indisponibilidad del centro de control externo, en primer lugar, por los daños ocasionados por los eventos naturales y, después, por la elevada concentración de material radiactivo en la zona. Asimismo, en contraposición con la práctica comúnmente adoptada en la industria nuclear internacional, los criterios de evacuación se basaban en estimaciones de los niveles de exposición a la radiación de la población, los cuales no pudieron ser aplicados durante el accidente, dada la imposibilidad de la determinación del “término fuente” por la falta de suministro de energía eléctrica de la central, por lo que las autoridades debieron tomar varias decisiones improvisadas en cuanto a la evacuación de la población residente en los alrededores de la central.

Como consecuencia del accidente, se produjeron importantes liberaciones de material radiactivo al ambiente. En este sentido, se han realizado diversas estimaciones de la actividad de los radionucleidos dispersos en el agua y el ambiente y depositados en tierra firme observándose que, si bien se detectó presencia de material radiactivo a grandes distancias de la central, los mismos se encontraban en baja concentración.

Asimismo, se realizaron estimaciones de la dosis absorbida tanto por los trabajadores como por los miembros del público. Puesto que éstos recibieron una dosis inferior a los valores umbrales de los efectos determinísticos, no se han observado en el corto plazo muertes o enfermedades relacionadas con la radiación a raíz del accidente nuclear en Fukushima. En cuanto a los efectos estocásticos, los cuales no requieren de dosis umbrales y aparecen en etapas tardías, en algunos casos luego de décadas desde el momento de la exposición, el UNCSEAR señaló que *“no se prevé un aumento discernible de la incidencia de efectos en la salud relacionados con la radiación entre la población general expuesta y su descendencia”*, mientras que para los trabajadores que recibieron dosis efectivas superior al límite regulatorio *“[...] cabría esperar un mayor riesgo de cáncer en el futuro. Sin embargo, no se prevé un aumento perceptible de la incidencia de cáncer en ese grupo a causa de la dificultad de confirmar una incidencia tan reducida en comparación con las fluctuaciones estadísticas de la incidencia de cáncer”*. Asimismo, dicho organismo indicó que, dado que las dosis estimadas en tiroides asociadas al accidente resultaron bajas, es poco probable que se produzca un aumento de casos de cáncer de tiroides en niños atribuibles al accidente, aunque persisten incertidumbres sobre la contaminación internas de niños en los primeros instantes del accidente.

Puesto que el parque de generación eléctrica japonés dependía fuertemente de la energía nuclear, la salida de servicio de las centrales nucleares luego del accidente representó un gran problema de abastecimiento energético en el país. Este déficit energético fue cubierto parcialmente por la importación de GNL, de elevado costo, que afectó la asequibilidad del suministro de energía. En otras palabras, a raíz de la escasez de oferta de energía por la salida de servicio de las centrales nucleares, se produjeron importantes cortes de suministro eléctrico, afectando de esta manera la calidad de vida de la población en general, incluso pudiendo originar muertes. Debe señalarse que, a raíz de la falta de información fiable, no es posible descartar muertes asociadas al accidente como, por ejemplo, las provocadas por la disminución del consumo del servicio esencial de energía eléctrica. Por lo tanto, si bien es innegable que la energía nuclear constituye un riesgo para la población, la ausencia de esa fuente de energía en determinados países, con escasas fuentes de energía, podría representar un riesgo aun mayor para la población.

La inmediata reacción de la comunidad nuclear internacional como consecuencia del accidente es un hecho que caracterizó a esa industria a lo largo de la historia. Los anteriores accidentes nucleares (Three Mile Island y Chernobyl) han dejado grandes enseñanzas que fueron aprovechadas por las principales instituciones de la industria. En el mundo, incluyendo Argentina, las enseñanzas desprendidas del accidente nuclear de Fukushima radicaron principalmente en la verificación de la capacidad de las centrales nucleares para soportar accidentes que excedan la base de diseño de las mismas y la conducción interna y externa del accidente.

En ese sentido, como consecuencia del accidente de Fukushima Daiichi, se realizaron un conjunto de evaluaciones basadas en el enfoque de “defensa en profundidad”, denominadas *stress test*, las cuales tuvieron origen en Europa y luego fueron implementadas en gran parte del mundo. Estas evaluaciones consistían en determinar la respuesta de la planta frente a situaciones no contempladas en el diseño como determinados eventos externos, a fin de incorporar un conjunto de mejoras surgidas de las debilidades identificadas respecto del cumplimiento de las funciones de seguridad.

Dicha evaluación fue aplicada también a las centrales nucleares argentinas, a partir de la cual surgieron una serie de mejoras en materia de seguridad, como la incorporación de fuentes de suministro de energía eléctrica y de agua de refrigeración, adicionales a las prevista por diseño, y se completó el programa de gestión accidentes severos considerando la experiencia obtenida del accidente de Fukushima. Para ello, se plantearon y simuló escenarios de pérdida de suministro eléctrico externo e interno, pérdida de los sumideros de calor, y ambos accidentes en simultáneo para determinar la progresión de los eventos y la respuesta de las plantas frente a los mismos. La singularidad del diseño de las dos unidades de la Central Nuclear Atucha, retrasó la elaboración de contramedidas para aplicarse en etapas tardías del accidente relacionadas con la retención del material fundido, como la refrigeración externa de la vasija y del venteo filtrado de la contención. Puesto que los estudios disponibles no permiten confirmar la eficacia de dichas contramedidas, deberían plantearse y evaluarse nuevas alternativas para lograr la retención del material fundido en etapas avanzadas del accidente, y evitar así su liberación excesiva y descontrolada al medio ambiente.

Respecto a los planes de emergencia, se implementaron diversas mejoras en los centros de emergencia a fin de que la conducción del accidente pueda llevarse a cabo adecuadamente sin que se vea comprometida por eventos naturales ni por las consecuencias del propio accidente, como la presencia de material radiactivo en el ambiente.

Finalmente, como consecuencia de las medidas de seguridad abordadas en este trabajo, se concluye que, pese a que aún resta concluir la implementación de algunas mejoras que actualmente se encuentran en curso como, por ejemplo, las estrategias de mitigación en etapas tardías de accidentes severos, habitabilidad de la sala de control en situaciones extremas, acondicionamiento del centro externo de emergencia, etc., las centrales nucleares argentinas podrían mantener controladas las funciones de seguridad ante la ocurrencia de un evento similar al ocurrido en Fukushima: eventos naturales que exceden la base de diseño con indisponibilidad simultánea de los sumideros de calor y suministros eléctricos externo e interno. Esto refleja que la seguridad de dichas instalaciones, y su alta confiabilidad, han atendido adecuadamente las enseñanzas desprendidas del accidente ocurrido en Fukushima Daiichi y que cumplen con los estándares internacionales en materia de seguridad nuclear y radiológica.

## **10. REFLEXIÓN FINAL**

En el 2011, previo al accidente ocurrido en la Central Nuclear de Fukushima Daiichi, la energía nuclear presentaba un futuro muy favorable a nivel mundial. La creciente y continua preocupación a nivel mundial por el cambio climático llevó a que los expertos comenzaran a ver a la energía nuclear como parte de la solución y no como un problema. En este sentido, la utilización de esa fuente de energía, junto con las renovables, se presentaba como una alternativa para cumplir con los objetivos, definidos en las distintas convenciones sobre el cambio climático celebradas hasta ese entonces, de reducir las emisiones de los gases de efecto invernadero para lograr mantener el aumento de temperatura media mundial, respecto de los niveles preindustriales, por debajo de un determinado valor [58].

Un principio básico y fundamental en la industria nuclear es que la seguridad debe ser considerada como un aspecto central. Alcanzar un nivel de seguridad mínimo es una condición *sine qua non* para llevar a cabo cualquier actividad nuclear. En este sentido, los entes reguladores establecen las condiciones mínimas de seguridad para la operación segura de las instalaciones nucleares, mientras que los operadores (licenciarios o permisionarios) son los responsables de velar por el cumplimiento de dichas exigencias regulatorias. En la generación nucleoelectrónica, los estándares que establecen las condiciones mínimas de seguridad reflejan el consenso internacional de la práctica en los países con desarrollo nuclear y el trabajo mancomunado de los principales actores de la industria (operadores, entes reguladores, instituciones, etc.), quienes a lo largo de la historia han aunado fuerzas en busca de mejorar de manera continua y proactiva la seguridad de las instalaciones, reduciendo así al mínimo posible los riesgos asociados a la actividad.

Los accidentes nucleares ocurridos a lo largo de la historia han dejado enormes enseñanzas que fueron aprovechadas por la comunidad internacional nuclear para evitar que los errores cometidos en el pasado se repitan en el futuro. Sin embargo, para lograr este objetivo, es fundamental identificar y comprender las causas que originaron los accidentes.

En este trabajo de tesis se han abordado diferentes aspectos que indican que el accidente nuclear de Fukushima fue un evento que pudo haberse evitado y que el mismo ocurrió debido a sucesivos errores cometidos tanto por el ente regulador como por TEPCO, en las etapas de diseño y operación de la central.

La Central Nuclear de Fukushima Daichii fue diseñada considerando la normativa vigente en las décadas del 60 y 70. En cuanto a las exigencias regulatorias en materia de eventos naturales extremos, la normativa japonesa era amplia y orientativa, ya que la misma no contemplaba la necesidad de realizar una evaluación sistemática del riesgo asociado a dichos eventos y no definía ninguna metodología o enfoque específico ni criterio de desempeño al respecto. Bajo esta normativa, y sin ningún criterio conservativo, característico de la industria nuclear, TEPCO consideró los registros históricos de tsunamis en la región para determinar el nivel máximo de inundación posible en el sitio. El nivel máximo de olas generadas por tsunamis registrado (y considerado en el diseño) ocurrió en 1960, debido a un sismo de magnitud 9,5 con epicentro en Chile. Pese a que las características sísmicas de la región de Fukushima son similares a la región donde ocurrió ese sismo, por encontrarse ambas regiones en el Cinturón de Fuego del Pacífico, TEPCO no planteó la ocurrencia de un sismo de esa magnitud en la fosa de Japón, lo cual habría dado como resultado un nivel de inundación

sustancialmente superior al considerado en el diseño, ya que en este caso las olas, originadas en Chile, llegaron desvanecidas (atenuadas) a las costas japonesas. Debe mencionarse que este error en la definición del nivel de inundación de diseño, tan evidente en la actualidad, fue cometido en una época donde quizá no se disponían de metodologías confiables para que TEPCO pudiera determinar con certeza el riesgo de tsunamis en la región del emplazamiento.

Durante la etapa de operación de la central no se observaron mejoras significativas en la normativa regulatoria referida a eventos naturales extremos. Pese a ello, el operador realizó diferentes estudios sísmicos y de tsunamis, mediante los cuales se fue actualizando el nivel de riesgo que dichos eventos representaban para la central. En este sentido, en el 2009 un estudio, basado en una metodología no disponible en la etapa de diseño, predijo que el nivel máximo de olas generadas por tsunamis posible en la zona de la Central Nuclear de Fukushima Daiichi era similar al que finalmente ocurrió en marzo de 2011. Sin embargo, ni operador ni el ente regulador no tomaron medida alguna al respecto, y la decisión fue de continuar con la operación de la central a sabiendas del riesgo recientemente determinado. Surge entonces la pregunta: ¿cuáles fueron las razones que impulsaron a TEPCO y al ente regulador a tomar dicha decisión?

Un aspecto que podría dar respuesta a esa pregunta clave es que las incertezas asociadas a la metodología utilizada para determinar el nuevo riesgo de tsunamis no generaron en dichas instituciones la seguridad necesaria para tomar la decisión de llevar a cabo las acciones pertinentes.

La implementación de las modificaciones en la instalación para hacer frente al nuevo riesgo de tsunamis implicaba para la compañía privada TEPCO realizar un importante desembolso de dinero, además de una posible pérdida económica asociada a la disminución de sus “ingresos por venta de energía” debido a una eventual salida de servicio de las seis unidades por un determinado tiempo. Por su parte, es probable que la falta de autoridad del ente regulador, altamente dependiente de los organismos gubernamentales, haya conllevado a que esa institución convalidara la decisión de mantener las centrales nucleares en operación. En este sentido, las decisiones del ente regulador eran revisadas por el Ministerio de Economía, Comercio e Industria, organismo que probablemente se opuso a la salida de servicio de los casi 5000 MW firmes para evitar comprometer el encarecimiento, o incluso la asequibilidad, del servicio público de energía eléctrica dado que, considerando la matriz energética japonesa y la escasez de recursos energéticos en su territorio, la reducción de la generación nucleoelectrónica debía ser cubierta por importación de hidrocarburos de elevados costos, como el GNL.

Por lo tanto, los incentivos económicos característicos de cualquier compañía privada y la influencia de los organismos gubernamentales en las decisiones de un ente regulador débil llevaron a que el principio básico y fundamental de la industria nuclear de que “la seguridad es lo primero” pasara a un segundo plano y se subestimara el riesgo de tsunamis.

Distinta es la situación en Argentina, dado que las características institucionales y regulatorias del sector nuclear nacional, eliminan o reducen la tentación de priorizar los aspectos económicos y/o políticos, mencionados previamente, por sobre la seguridad de las instalaciones.

En ese sentido, la Autoridad Regulatoria Nuclear (ARN) en Argentina, al ser creada por ley (y no por decreto), cuenta con características propias de un ente regulador independiente, ya que cualquier decisión tomada por el Poder Ejecutivo en relación al funcionamiento de dicha institución debe ser aprobada por un poder independiente (Poder Legislativo). Además, a diferencia del ente regulador japonés, las decisiones tomadas por la ARN en materia de seguridad de las centrales nucleares no deben ser ratificadas por ningún organismo público, razón por la cual dichas decisiones no debieran estar condicionadas por intereses políticos.

Asimismo, el hecho de que la operación de las centrales nucleares argentinas se encuentra a cargo de la compañía estatal Nucleoeléctrica Argentina S.A., cuyos objetivos principales podrían diferir de los de cualquier empresa privada, reduce la posibilidad de que se prioricen los aspectos económicos por sobre la seguridad. Inclusive, por ser una empresa con participación accionaria mayoritaria del Estado, el marco regulatorio de la electricidad (art. 37 de la ley 24.065) reduce todo tipo de incentivo de aumentar los beneficios económicos en la generación nucleoelectrica.

Por lo tanto, desde el punto de vista político, institucional y regulatorio es difícil pensar que los errores cometidos por TEPCO y el ente regulador japonés en cuanto a las decisiones tomadas en materia de seguridad se repliquen en Argentina.

El accidente nuclear de Fukushima ha interpelado a la comunidad internacional nuclear en materia de seguridad, modificando la filosofía de la seguridad nuclear a nivel mundial. Previo al accidente, las evaluaciones de seguridad tendían a enfocarse en los aspectos definidos en la base de diseño de las instalaciones, sin embargo, desde el 2011 se incorporó el criterio de que los eventos que podrían afectar la seguridad de las instalaciones no deben ser subestimados por más improbables que sean, razón por la cual se aceleraron los estudios e implementación de mejoras y previsiones necesarias para que las instalaciones pudieran hacer frente a los extremadamente improbables accidentes más allá de la base de diseño.

Por lo tanto, los principales países del mundo con desarrollo nuclear se han visto obligados a replantear un conjunto de aspectos derivados de las enseñanzas arrojadas por el accidente y han reevaluado sus instalaciones a fin de determinar el margen de seguridad de las mismas por sobre su base de diseño. Pese a que muchos de los aspectos de seguridad surgidos de Fukushima se habían empezado a realizar en Argentina previo al accidente, reflejando esto la actitud proactiva en materia de seguridad nuclear a nivel nacional, el país, en línea con lo realizado en gran parte del mundo respecto a la evaluación del “*stress test*”, decidió someter a las tres centrales nucleares situadas en Argentina a dicha evaluación.

La activa participación y cooperación internacional de los distintos actores que integran el sector nuclear nacional y la suscripción del país a los diferentes tratados internacionales reflejan el compromiso en materia de seguridad de las políticas nucleares nacionales.

El proceso de licenciamiento de las centrales nucleares en Argentina se encuentra alineado a las prácticas y normas internacionales actuales. Las exigencias regulatorias en Argentina contemplan la realización sistemática y continua de evaluaciones de seguridad a fin de mantener actualizados los riesgos de la actividad según el estado del arte. Al respecto, la normativa de la ARN establece la actualización de la documentación mandatoria relacionada con la seguridad, como el Informe Final de Seguridad (IFS), Análisis Probabilístico de Seguridad (APS), Revisión Periódica de Seguridad (RPS), cada cierto periodo de tiempo. Esta

exigencia regulatoria dio lugar a que varias acciones de mejora relacionadas con el accidente nuclear de Fukushima, como las evaluaciones sísmicas e hidrológicas, la elevación del nivel de la bomba de toma de agua de río en la Central Nuclear Atucha I, etc., descritas en este trabajo, fueran detectadas y abordadas por el operador previo al accidente. Incluso casi una década antes del accidente, como producto de las mejoras surgidas de la actualización del APS, Nucleoeléctrica Argentina S.A. llevó a cabo, en un contexto de crisis económica y social del país, del cual esa compañía no era ajena, una importante y costosa mejora en materia de seguridad relacionada con el accidente de Fukushima, como lo es el Segundo Sumidero de Calor en la Central Nuclear Atucha I (vía adicional de refrigeración del núcleo con suministro eléctrico independiente).

La vida útil de los reactores de Generación II y III+ es de aproximadamente 30 y 60 años a plena potencia, respectivamente. Debido a ello, el proceso continuo de actualización y mejora de los estándares de seguridad podría dar lugar a que la normativa y exigencias adoptadas para el diseño de cualquier central nuclear quede obsoleta durante la prolongada etapa de operación. Mantener un nivel de seguridad actualizado es un desafío que se presenta en la industria nuclear que los operadores y los entes reguladores no deben perder de vista.

Las lecciones aprendidas del accidente nuclear de Fukushima fueron adecuadamente atendidas en forma conjunta por el ente regulador y el operador de las centrales nucleares argentinas. Si bien se han implementado importantes modificaciones que refuerzan sustancialmente la seguridad de las centrales nucleares en Argentina, debe señalarse que casi diez años después del accidente, aún restan implementarse algunas mejoras surgidas del mismo, como por ejemplo las estrategias de mitigación de refrigeración del núcleo fundido y el venteo filtrado en ambas unidades de la Central Nuclear Atucha. El retraso en la definición de estas estrategias se debe a la singularidad del diseño de las centrales tipo Atucha, ya que su implementación requiere conocer con precisión la progresión del accidente en etapas avanzadas y el comportamiento del material fundido. La complejidad de estos estudios aún no permitió asegurar la efectividad de dichas estrategias.

Sin embargo, pese a que aún restan implementarse algunas mejoras, se debe enfatizar que las mismas están previstas para situaciones de muy baja probabilidad de ocurrencia. Aun en el caso extremadamente improbable de que dichas situaciones ocurran, debe mencionarse que, para la mayoría de los casos, las plantas cuentan con medidas e instrucciones alternativas para hacer frente a las mismas incluso ante la ausencia de las mejoras pendientes.

Finalmente, como resultado del estudio presentado en este trabajo de tesis surge que las centrales nucleares argentinas podrían mantener controladas las funciones de seguridad ante la ocurrencia de un evento similar al ocurrido en Fukushima Daiichi: eventos naturales extremos que exceden la base de diseño con indisponibilidad simultánea de los sumideros de calor y suministros eléctricos externo e interno.

## **11. REFERENCIAS**

- [1] CONVENCIÓN DE VIENA SOBRE SEGURIDAD NUCLEAR, Conferencia Diplomática encargada de examinar una propuesta de enmienda de la Convención sobre Seguridad Nuclear. INFCIRC/872. Rev. 1. Viena. 2015.
- [2] PÁEZ, Mariano Román. Clases de asignatura “Régimen Jurídico de la Energía Nuclear” de la Maestría Interdisciplinaria en Energía. CEARE. Universidad de Buenos Aires. Mayo 2018.
- [3] CLEIN, Diana. Clases de asignatura “Régimen Jurídico de la Energía Nuclear” de la Maestría Interdisciplinaria en Energía. CEARE. Universidad de Buenos Aires. Mayo 2018.
- [4] AUTORIDAD REGULATIVA NUCLEAR. Informes anuales de la Autoridad Regulativa Nuclear. ARN. Dirección URL: <https://www.argentina.gob.ar/arn/informe-anual>.
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Principios fundamentales de seguridad. Nociones fundamentales de seguridad No. SF-1. Viena, 2007.
- [6] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Página web. Dirección URL: <https://www.icrp.org/>
- [7] UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION. Página web. Dirección URL: <https://www.unscear.org/>
- [8] FLORIDO, Pablo. Clases de asignaturas “Física Nuclear” y “Cinética y dinámica de Reactores Nucleares” de la Carrera de Especialización en Aplicaciones Tecnológicas de la Energía Nuclear. CEATEN. Instituto Balseiro. 2014.
- [9] DE DICCO, Ricardo; DELUCHI, Facundo y FERRER, Juan. Argentina Puesta a Crítico: Resultados y Desafíos del Plan Nuclear Argentino. Ed. Planeta. 2015.
- [10] GLASSTONE, Samuel y SESONSKE, Alexander. Ingeniería de Reactores Nucleares. Barcelona, Reverté. 2005.
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Nuclear Power Reactors in the World. Reference Data Series No. 2. Viena, 2019.
- [12] BRITISH PETROLEUM. Statistical Review of World Energy. 69th edition. 2020.
- [13] SECRETARÍA DE ENERGÍA DE LA REPÚBLICA ARGENTINA, Balance Energéticos Nacionales. Argentina, 2008-2019.
- [14] COMPAÑÍA ADMINISTRADORA DEL MERCADO MAYORISTA ELÉCTRICO SOCIEDAD ANÓNIMA, Informes anuales. CAMMESA. Argentina, 2008-2019.
- [15] GOLDBERG, Stephen M. y ROSNER, Robert. Nuclear Reactors: Generation to Generation. American Academy of Arts & Sciences. 2011.
- [16] MALETSKOS, Constantine J. Radiation Protection at Nuclear Reactors. Health Physics Society. Summer School. 1995.

- [17] CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR. Tema 7: Aspectos Generales de la Interacción de la Radiación con el Medio Biológico. Curso de Supervisores de Instalaciones Radiactivas. CSN. España. 2013.
- [18] Adaptive responses to radiation in cells and organisms. Unites Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR), 43rd Session of UNSCEAR. March 1994.
- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants. Safety Standards, 2005.
- [20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Low Doses of Ionizing Radiation: Biological Effects and Regulatory Control, Invited Paper and Discussions, Proceedings of a Conference. Sevilla, 1997.
- [21] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 26. 1977.
- [22] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60. 1991.
- [23] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103. 2007.
- [24] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Seguridad de las Centrales Nucleares: Diseño. Requisitos de Seguridad Específicos No. SSR-2/1 (Rev.1). IAEA. Viena, 2017.
- [25] GIMÉNEZ, Marcelo. Clases de asignatura “Seguridad Nuclear” de la Carrera en Especialización en Aplicaciones Tecnológicas de la Energía Nuclear. CEATEN. Instituto Balseiro. 2014
- [26] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Términos relacionados con la seguridad para centrales nucleares avanzadas. IAEA-TECDOC-626/S. Viena, 1995.
- [27] FORO IBEROAMERICANO DE ORGANISMOS REGULADORES RADIOLÓGICOS Y NUCLEARES. Informe de evaluación de resistencia realizada a las centrales nucleares argentinas. 2012.
- [28] AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR. National Nuclear Safety Report. Convention on Nuclear Safety. Seventh Report. 2016.
- [29] AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR. National Nuclear Safety Report. Convention on Nuclear Safety. Eighth Report. 2019.
- [30] COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA. Normas Básicas de Seguridad Radiológica, CNEA-SI N°11 Primera Edición. Buenos Aires, Argentina. 1966.

[31] FORO IBEROAMERICANO DE ORGANISMOS REGULADORES RADIOLÓGICOS Y NUCLEARES. Evaluación de Resistencia de las Centrales Nucleares de los Países Miembros del Foro. Informe final. Junio 2012.

[32] PARLAMENTO NACIONAL DE JAPÓN. Informe Oficial de la Comisión Independiente de Investigación del Accidente Nuclear de Fukushima. Resumen ejecutivo. Versión en español. Octubre 2012.

[33] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Fukushima Daiichi Accident. Report by the Director General. IAEA. Viena, 2015.

[34] NUCLEAR STREET. Página Web. Dirección URL: [https://nuclearstreet.com/nuclear-power-plants/w/nuclear\\_power\\_plants/](https://nuclearstreet.com/nuclear-power-plants/w/nuclear_power_plants/)

[35] TOKIO ELECTRIC POWER COMPANY. Página web. Dirección URL: <https://www.tepco.co.jp/en/news/gallery/nuclear-e.html>

[36] GOVERNMENT OF JAPAN. Convention on Nuclear Safety National Report of Japan for the Fifth Review Meeting. September 2010.

[37] GOVERNMENT OF JAPAN. Convention on Nuclear Safety National Report of Japan for the 7<sup>th</sup> Review Meeting. August 2016.

[38] TOKIO ELECTRIC POWER COMPANY. Fukushima Nuclear Accident Analysis Report. Tokyo, 2012.

[39] INCORPORATED RESEARCH INSTITUTIONS FOR SEISMOLOGY, Magnitud 9.0 Cercanías Costa Este Honshu, Japón. <https://www.iris.edu/>

[40] INSTITUT DE RADIOPROTECTION ET DE SURETE NUCLEARE. Accident de la Centrale de Fukushima Daiichi: Modélisation de la Dispersion des Rejets dans l'Atmosphère a l'Échelle Mondiale, 2011.

[41] WOODS HOLE OCEANOGRAPHIC INSTITUTION. Exploring the Impacts of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant on the Ocean. Woods Hole. Tokyo, 2012.

[42] MADIGAN, BAUMANN AND FISHER. Pacific Bluefin Tuna Transport Fukushima-derived Radionuclides from Japan to California, Proceedings of the National Academy of Sciences, 2012.

[43] UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION. Health Risk Assessment from Nuclear Accident after the 2011. Great East Japan Earthquake and tsunami. 2013.

[44] UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION. Developments since the 2013 UNSCEAR report on the levels and effects of radiation exposure due to the nuclear accident following the great east-Japan earthquake and tsunami. 2016.

[45] UNITED NATIONS SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION. Background information for journalist. UNSCEAR's update assessment of the Fukushima-Daiichi accident. June 2018.

- [46] EUNJOO K., et al. "Internal Thyroid doses to Fukushima residents", Estimation and issues remaining. 2016.
- [47] ISHIKAWA, T. et al. "The Fukushima Health Management Survey: estimation of external doses to residents in Fukushima Prefecture". *Sci. Rep.* **5**, 12712; doi: 10.1038/srep12712 (2015).
- [48] NATIONAL INSTITUTE OF RADIOLOGICAL SCIENCES. External Dose Estimation System for Fukushima Residents after the Fukushima Daiichi NPP Accident. 2013.
- [49] HEALTH PHYSICS. Absence of Internal Radiation Contamination by Radioactive Cesium among Children Affected by the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Disaster. 2015.
- [50] NAGATAKI, S., TAKAMURA, N., KAMIYA, K. Y AKISHA, M. Measurements of Individual Radiation Doses in Residents Living around the Fukushima NPP. 2013.
- [51] NACIONES UNIDAS. Informe del Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas. 60° periodo de sesiones. Mayo 2013.
- [52] ORGANISMO INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA. Escala Internacional de Sucesos Nucleares y Radiológicos. Manual del usuario INES. Edición 2008. Viena, 2010.
- [53] EUROPEAN NUCLEAR SAFETY REGULATORS GROUP. EU Stress Test Specification. Mayo 2011.
- [54] WESTERN EUROPEAN NUCLEAR REGULATORS ASSOCIATION. "Stress test" Specifications. Proposal by the WENRA Task Force 21 April 2011.
- [55] FORO IBEROAMERICANO DE ORGANISMOS REGULADORES RADIOLÓGICOS Y NUCLEARES. Evaluación de Resistencia de las Centrales Nucleares de los Países Miembros del FORO. 2012.
- [56] FORO IBEROAMERICANO DE ORGANISMOS REGULADORES RADIOLÓGICOS Y NUCLEARES. Informe de Primera Reunión Técnica de Seguimiento de la Implementación de las Mejoras Propuestas en las Evaluaciones de Resistencia Realizadas por los Países Miembros del FORO. México, 2014.
- [57] Información provista por personal de Nucleoeléctrica Argentina S.A.
- [58] GODOY, Antonio. WEBINAR sobre accidente nuclear de Fukushima organizado por la Facultad de Ingeniería de la Universidad de Buenos Aires (FIUBA). 14 de octubre de 2020. <http://www.fi.uba.ar/es/node/4142>

**ANEXO**

**Tabla A-1 Medidas de mejora surgidas del Accidente Nuclear en la Central Nuclear Fukushima Daiichi**

<b>Suceso asociado al accidente</b>	<b>Lecciones aprendidas</b>
<p>Las intensidades de los eventos naturales ocurridos el 11 de marzo de 2011 fueron superiores a los considerados tanto en la base de diseño como en los estudios posteriores realizados durante la etapa de operación.</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• No se consideraron los sismos ocurridos en la historia en regiones con características geológicas similares a la de la central.</li> <li>• La altura de las olas del tsunami excedió considerablemente las previsiones de diseño.</li> </ul>	<p>Las evaluaciones de seguridad relacionadas con el impacto de los eventos externos a la central deben realizarse adoptando criterios conservativos. Se deben considerar los eventos naturales ocurridos tanto a nivel local como mundial.</p>
<p>La responsabilidad de la regulación en materia de seguridad nuclear recaía en varios organismos.</p> <p>Los programas de vigilancia y supervisión por parte de dichos organismos eran rígidos y estaban establecidos por ley. Los organismos reguladores no estaban facultados para modificar las características (tipo y frecuencia) de dichos programas.</p>	<p>Es fundamental que exista un ente regulador independiente y que posea la autoridad legal y competencia técnica sólida para llevar a cabo adecuadamente sus funciones de supervisión y control de la seguridad de las instalaciones.</p>
<p>Los requerimientos regulatorios relativos a las evaluaciones de la vulnerabilidad de la central frente a los eventos externos eran generales y breves.</p>	<p>El marco regulatorio debe prever la realización de evaluaciones de seguridad de eventos externos en forma sistemática y periódica, para lo cual se deben considerar los lineamientos de los estándares internacionales en la materia.</p>
<p>La incidencia de los eventos externos postulados en el diseño, y en las evaluaciones realizadas durante la etapa de operación, han sido abordada en forma dissociada. No se evaluó la capacidad de la planta para soportar la ocurrencia simultánea de dos o más eventos externos.</p> <p>Los eventos externos ocurridos afectaron simultáneamente a todas unidades de la Central Nuclear Fukushima Daiichi.</p>	<p>En la evaluación de los eventos naturales se debe plantear la posibilidad de que éstos ocurran en forma simultánea.</p> <p>Se debe evaluar los efectos combinados de estos eventos en las distintas unidades de la central.</p>
<p>En el periodo 2007-2009 se realizó una evaluación de los niveles de inundación esperables en la central. Aunque los</p>	<p>Las mejoras surgidas de las evaluaciones de seguridad deben ser implementadas sin demora.</p>

## EL ACCIDENTE NUCLEAR DE FUKUSHIMA: FORTALEZAS DE LAS CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS

<p>resultados de este estudio arrojaron niveles de inundación muy similares al ocurrido el 11 de marzo de 2011, al momento del accidente no se había implementado ninguna medida para hacer frente a un evento de esa magnitud.</p>	
<p>La Central Nuclear Fukushima Daiichi fue diseñada para hacer frente a los niveles 1, 2 y 3 del concepto de defensa en profundidad, los cuales fueron dañados en forma simultánea por los eventos naturales ocurridos el 11 de marzo de 2011, provocando una falla de causa común en las estructuras, sistemas y componentes asociados al cumplimiento de cada uno de dichos niveles.</p>	<p>Las estructuras, sistemas y componentes destinados a atender los requerimientos de los niveles de defensa en profundidad deben ser independientes, redundantes y diversos, y deben ser diseñados para hacer frente a los eventos internos y externos.</p> <p>Además de las medidas de prevención de accidentes (niveles 1, 2 y 3) es fundamental considerar las acciones de mitigación (niveles 4 y 5) derivadas del concepto de defensa en profundidad.</p>
<p>La imposibilidad de realizar el seguimiento de las variables esenciales de la central y del estado de los sistemas de seguridad impidieron la adecuada aplicación de las contramedidas previstas en el programa de gestión de accidentes severos.</p>	<p>En el programa de gestión de accidentes severos se debe garantizar la disponibilidad de los medios necesarios para ejecutar adecuadamente las medidas de mitigación ante la ocurrencia de un accidente no contemplado en la base de diseño.</p>
<p>La pérdida de la refrigeración se debió principalmente a la incapacidad de inyectar agua en el núcleo a alta presión en situación de <i>black-out</i> total.</p>	<p>Se debe garantizar la disponibilidad de los sistemas de refrigeración del núcleo en condiciones accidentales, incluyendo las situaciones no contempladas en la base de diseño.</p>
<p>La falla de las barreras de confinamiento, a raíz de la pérdida de refrigeración, originó importantes emisiones de material radiactivo al ambiente.</p>	<p>Se debe garantizar el cumplimiento de la función de confinamiento en condiciones accidentales, incluyendo las situaciones no contempladas en la base de diseño.</p>
<p>Las evaluaciones de seguridad realizadas en cuanto al comportamiento de la central luego de la fusión del núcleo eran limitadas.</p> <p>El análisis probabilístico de seguridad de la central no incluyó eventos de inundación interna entre los eventos iniciantes, y las hipótesis para la cuantificación de las acciones humanas era optimistas.</p>	<p>La determinación de la capacidad real de la planta para soportar los accidentes no contemplados en la base de diseño debe basarse en evaluaciones de seguridad completas.</p> <p>El programa de gestión de accidentes severos debe basarse en estudios termohidráulicos apropiados que permitan evaluar la progresión de la situación de la planta luego del daño al núcleo. También se deben considerar accidentes que afecten a las distintas unidades de una central nuclear.</p>

## EL ACCIDENTE NUCLEAR DE FUKUSHIMA: FORTALEZAS DE LAS CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS

<p>Habida cuenta de que no se disponían instrucciones internas para hacer frente a la situación de pérdida total de energía eléctrica, el personal de la central tuvo que tomar medidas improvisadas.</p> <p>El personal no había recibido capacitación para hacer frente a una situación de pérdida de suministro eléctrico en varias unidades, ni había participado en simulacros de accidentes severos.</p>	<p>Los programas de capacitación y entrenamiento del personal de la central deben incluir las medidas definidas en el programa de accidentes severos.</p> <p>Los simulacros de emergencia deben contemplar situaciones accidentales no previstas en la base de diseño de la central.</p>
<p>Los daños ocasionados por los eventos naturales, y el aumento de los niveles de radiación en el emplazamiento, dificultaron la ejecución oportuna de algunas medidas de mitigación.</p>	<p>Se deben evaluar las posibles indisponibilidades de los medios, como consecuencia del accidente, requeridos para llevar adelante las medidas previstas de respuesta a la emergencia.</p>
<p>Pese a que la responsabilidad de la gestión del accidente en el sitio de la central recaía sobre el operador, las autoridades nacionales participaron en las decisiones sobre la conducción del accidente dentro del emplazamiento.</p>	<p>Las funciones y responsabilidades del operador y de las autoridades locales y nacionales deben estar claramente preestablecidas.</p>
<p>De acuerdo a la legislación nacional, las decisiones relacionadas con la protección de la población debían basarse en estimaciones de la dosis que recibiría la población. Para cada nivel de dosis estimada se asociaba una medida de protección a la población como, por ejemplo, permanecer en el interior de sus hogares, evacuación, suministro de pastillas de yodo estable, etc.</p>	<p>Las medidas de protección a la población deben estar preestablecidas en la normativa y deben basarse en la situación accidental real de la central y no en estimaciones de dosis proyectadas en la población.</p>
<p>A raíz del bajo monitoreo, las diversas estimaciones realizadas sobre la cantidad y características del material radiactivo liberado al ambiente tuvieron asociada elevada incertidumbre.</p>	<p>Se debe disponer de los medios y previsiones para cuantificar y caracterizar cualquier emisión de material nuclear al ambiente, incluso en situaciones de accidentes no contemplados en la base de diseño.</p> <p>Cuando las liberaciones de radionucleídos son elevadas, se debe contar con un adecuado plan de monitoreo ambiental de largo plazo para determinar la naturaleza y el alcance de los efectos a nivel local regional y mundial.</p> <p>El monitoreo radiológico individual de grupos representativos de la población proporciona información muy valiosa para obtener estimaciones confiables de las</p>

## EL ACCIDENTE NUCLEAR DE FUKUSHIMA: FORTALEZAS DE LAS CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS

	<p>dosis de radiación, y debe utilizarse conjuntamente con mediciones ambientales y modelos adecuados de dosis para evaluar la dosis recibida por la población.</p>
<p>En caso de accidente nuclear, los niños forman parte del grupo de mayor vulnerabilidad, dada la elevada fijación de <math>I^{131}</math> en la tiroides de ese grupo, y su elevada radiosensibilidad respecto de la población adulta. Pese a ello, las dosis recibidas en tiroides de niños han sido bajas.</p>	<p>La inmediata restricción de alimentos jugó un rol fundamental para reducir la contaminación interna de la población, especialmente en los niños mediante la restricción del consumo, por ejemplo, de leche fresca.</p>
<p>Se registraron importantes deficiencias en el monitoreo de la dosis absorbida por el personal ocupacionalmente expuesto durante la primera etapa del accidente, como, por ejemplo, la contaminación interna debido al <math>I^{131}</math>.</p> <p>Asimismo, hubo deficiencias en la disponibilidad y utilización elementos de protección radiológicas, como máscaras, filtros, etc.</p>	<p>Se debe contar con un sistema confiable de monitoreo y registro de la dosis absorbida por el personal ocupacionalmente expuesto durante situaciones de emergencia, incluyendo los accidentes no considerados en la base de diseño.</p> <p>Es esencial disponer de suficientes provisiones de elementos de protección individual para limitar la exposición de los trabajadores durante las actividades de respuesta a emergencias.</p> <p>Los trabajadores deben recibir una adecuada capacitación en el uso de estos elementos durante situaciones accidentales.</p>