



CEARE

**CENTRO DE ESTUDIOS DE LA
ACTIVIDAD REGULATORIA ENERGÉTICA**

TESIS

**MAESTRÍA INTERDISCIPLINARIA EN
ENERGÍA**

**Centrales Nucleares, la seguridad
relacionada al diseño de las mismas**

Preparada por: Ing. Alejandro Beljansky

Director de Tesis: Ing. Carlos Francisco Rey

Mayo 2014

A mi abuelo José Ezpeleta

Agradezco al Ing. Carlos Francisco Rey que, en su rol de director de tesis, haya orientado el contenido de la misma y aprecio sus aportes y correcciones. Valoro las propuestas de la Lic. Sonia Fernandez Moreno en referencia al capítulo III.

Gracias a mi esposa Guillermina y a mis tres hijas Ana, Camila y Florencia que con su apoyo y tolerancia hicieron posible que vuelva a estudiar.

Gracias a mi hermana Mariela y a su esposo Luis que me acompañaron en esta Maestría.

¡Gracias!

**“CENTRALES NUCLEARES, LA SEGURIDAD RELACIONADA AL
DISEÑO DE LAS MISMAS”**

TESIS DE MAESTRÍA

TABLA DE CONTENIDOS

	RESUMEN EJECUTIVO	8
I	INTRODUCCIÓN	9
II	MOTIVACIÓN	10
III	OBJETIVO	10
IV	METODOLOGÍA Y DESARROLLO DEL TRABAJO	10
1	FUNDAMENTOS DE FÍSICA NUCLEAR	11
	Reacciones nucleares, radiactividad natural y artificial	11
	Fisión nuclear	13
	Fusión nuclear	14
	Física de los reactores de fisión	15
	Productos de fisión	15
	Cuanta energía se puede aprovechar	15
	Reacción en cadena del Uranio y el uso de moderadores	16
	Moderadores	17
	Barras de control	17
	Bibliografía	18
2	TIPOS DE REACTORES Y SU EVOLUCIÓN	18
	Combustibles usados en reactores	20
	Moderadores	20
	Refrigerantes	21
	Elementos de control	22
	Descripción de los reactores de agua a presión PWR	23
	Descripción de los reactores de agua hirviendo BWR	27
	Descripción de los reactores de agua pesada HWR	28
	Descripción de los reactores refrigerados por gas GCR	31
	Descripción de los reactores de agua liviana como refrigerante y grafito como moderador LGR	33
	Reactores en construcción	35
	La cuarta generación desarrollos que están en curso	36
	Bibliografía	37
3	RIESGO Y SEGURIDAD EN PLANTAS NUCLEARES DE PRODUCCIÓN DE ENERGÍA ELÉCTRICA	37
	Introducción. Riesgo y probabilidad. Límites de dosis	37

	Diseño de las plantas nucleares y su vínculo con la seguridad nuclear	40
	Defensa en profundidad	42
	Requerimientos técnicos de diseño	42
	Funciones de seguridad	43
	Requerimientos de diseño y su clasificación desde el punto de vista de la seguridad	43
	Límites de diseño y modos de operación	43
	Confiabilidad de estructuras, sistemas y componentes	44
	El factor humano	44
	Otros elementos de diseño	44
	Análisis de riesgo	45
	Los primeros diseños y su evolución	46
	El accidente de Three Mile Island	50
	El accidente de Chernóbil	51
	Bibliografía	53
4	SISTEMAS DE SEGURIDAD , ACCIDENTES BÁSICOS DE DISEÑO Y ACCIDENTES SEVEROS	53
	Introducción y objetivos de los sistemas de seguridad	53
	Análisis de sistemas de seguridad pasiva propuestos	55
	Sistema de despresurización automática del refrigerante primario	56
	Válvulas de bloqueo que funcionan por diferencia de densidad	56
	Tipos de accidentes	56
	Parámetros de evaluación del funcionamiento del núcleo	57
	Accidente categoría dos, apertura espuria de una válvula de seguridad	58
	Accidente de categoría tres, caída del suministro eléctrico de las bombas de recirculación del primario	58
	Accidente de categoría cuatro, rotura de un caño de vapor principal primario	59
	Accidente de categoría cuatro, expulsión brusca de una barra de control	59
	Accidente de categoría cuatro, rotura del caño más grande de refrigerante primario (LOCA)	60
	Accidente de categoría cuatro en el traslado del material combustible	61
	Accidentes dentro del área de la central	61
	Accidentes más allá de los básicos de diseño	62
	Accidentes severos	62
	Descripción de la hipótesis de un típico accidente severo provocado por la pérdida de energía eléctrica total de en la central (SBO)	64
	Bibliografía	65
5	ANÁLISIS DE RIESGOS POR MÉTODOS DETERMINÍSTICOS Y PROBABILÍSTICOS	65
	Niveles de seguridad	65
	El método determinístico	69
	El método probabilístico	73
	Bibliografía	82
6	FACTORES QUE AFECTAN A LA SEGURIDAD DE ALGUNOS COMPONENTES DE UNA CENTRAL NUCLEAR	83
	El recipiente de presión	83

	El problema de la fragilidad ante un excesivo flujo neutrónico	84
	El caso del shock térmico bajo presión	85
	Las cañerías	85
	Válvulas	86
	Sistemas de contención	86
	Bibliografía	86
7	LOS ACCIDENTES	86
	Three Mile Island 1979	87
	Descripción de la planta	87
	La secuencia del accidente	88
	Medidas implementadas a posteriori del accidente	93
	Chernóbil 1986	93
	La secuencia del accidente	95
	Las causas del accidente	96
	Consecuencias del accidente	97
	Medidas implementadas a posteriori del accidente	98
	Fukushima 2011	98
	La secuencia del accidente	98
	Análisis del accidente previo y posterior	99
	La causa del accidente	101
	Medidas a implementar	101
	Bibliografía	102
8	CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS	103
	Introducción	103
	Atucha I	103
	Descripción de la planta	103
	Sistemas de seguridad	110
	Pérdida de funciones de seguridad	118
	Atucha II	121
	Descripción de la planta	121
	Sistema de suministro eléctrico	122
	Extracción de calor residual	124
	Sistemas de seguridad y accidentes previstos	125
	Central Nuclear Embalse	129
	Descripción de la planta	129
	El reactor	130
	Sistema de transporte de calor	133
	Sistema de energía eléctrica	135
	Sistemas de seguridad	137
	Uso de análisis probabilísticos de seguridad APS en Embalse	139
	Pérdida de funciones de seguridad	142
	Prototipo de reactor CAREM	145
	Sistema eléctrico	148
	Sistemas de seguridad	149
	Análisis de los eventos disparadores de accidentes (PEI)	150
	Bibliografía	151

9	COMPARACIÓN DE RIESGOS: ENERGÍA NUCLEAR VS OTRAS FUENTES DE ENERGÍA	152
	Seguridad en reactores BWR y CANDU	152
	Reactores de agua hirviendo	152
	Reactores de tubos a presión (CANDU)	153
	Riesgo tolerable en instalaciones nucleares	153
	Bibliografía	159
10	CONCLUSIONES FINALES Y HACIA A DONDE VAMOS	160
	Conclusiones finales	160
	La seguridad como objetivo	160
	¿Es una planta nuclear segura o no?	162
	World Association of Nuclear operators WANO	164
	Hacia a donde vamos en materia de seguridad en plantas nucleares	172
	El cierre y el decommissioning de las plantas nucleares	175
	Palabras finales	177
	Bibliografía	178
	LISTA DE TABLAS	178
	LISTA DE FIGURAS	181
	ACRONIMOS	186
	BIBLIOGRAFÍA	188
	APENDICE 1: Unidades de radiación	191
	APENDICE 2 : Envenenamiento por productos de fisión	192
	APENDICE 3 : Apagado en caliente, en frio y stand by en caliente	195
	APENDICE 4 : Las mejoras post Fukushima	196

RESUMEN EJECUTIVO

El objetivo de este trabajo es enfatizar la relación existente entre el diseño y la seguridad de las plantas nucleares, como el diseño fue evolucionando y su estrecho vínculo con las mejoras implementadas en la seguridad de las plantas.

Los dos primeros capítulos introducen al lector en los fundamentos de la física nuclear y en los tipos de reactores nucleares de uso civil para producción de energía eléctrica. Se analizan los componentes fundamentales y los tipos de combustible, refrigerante y moderador puntualizando la importancia de controlar la reacción en cadena, enfriar al núcleo luego de apagado y confinar el material radioactivo.

En el capítulo tres se trata el tema del riesgo como el producto de la probabilidad de ocurrencia multiplicada por las consecuencias e introduciendo la relación existente entre el diseño y la seguridad de las plantas. Aparece el concepto de defensa en profundidad y la determinación de los riesgos en forma determinística y probabilística.

El capítulo cuatro analiza los distintos tipos de accidentes, los eventos disparadores de los mismos y los accidentes severos que ponen en riesgo la integridad del núcleo.

En el capítulo cinco se vuelve al concepto de defensa en profundidad analizando los cinco niveles propuestos por la IAEA, se da un ejemplo de sistemas de seguridad de tercer nivel y luego se explicitan los métodos de estimación de riesgo: determinístico y probabilístico, cuando se aplica cada uno con sus ventajas y desventajas.

El capítulo seis se enfoca en los factores que afectan a ciertos componentes fundamentales de la planta como el recipiente de presión, las cañerías y válvulas.

En el capítulo siete se describen los tres mayores accidentes nucleares, sus consecuencias y las experiencias que han dejado.

El capítulo ocho brinda una visión enfocada a temas de seguridad y su evolución en el tiempo de las centrales nucleares argentinas Atucha I y II junto con Embalse y el prototipo del CAREM 25. Se hace hincapié en el peligro de un apagón total y sus consecuencias, qué medidas se han implementado y que otras medidas se implementarán fundamentalmente después de haber acontecido Fukushima. Como han variado los criterios de sismicidad siendo ahora mucho más estrictos que en los diseños originales, junto con las consecuencias de las catástrofes naturales como tornados, inundaciones o bajantes extremas del Río Paraná. En el caso de Atucha I se explica la mejora introducida al diseño original con el segundo sumidero de calor.

El capítulo nueve permite realizar una comparación de los riesgos de la energía nuclear versus las otras formas de energía en base a combustibles fósiles e hidroelectricidad. Queda muy claro que la energía nuclear es mucho más segura que las otras dos.

En el capítulo diez son las conclusiones finales, volviendo sobre la relación entre el diseño y seguridad. La energía nuclear es más segura que las otras fuentes mayoritariamente usadas.

El diseño adecuado es fundamental durante toda la vida útil de una planta nuclear desde su concepción, hasta el decommissioning final. No todas las plantas nucleares son iguales, la seguridad de las mismas está estrechamente vinculada al diseño. Como la seguridad es un concepto dinámico que evoluciona con el tiempo las plantas requieren mejoras que un diseño adecuado permite implementar más fácilmente. La seguridad es un concepto integral en la que el diseño es un pilar fundamental junto al gerenciamiento adecuado, al control regulatorio exhaustivo y a una cultura de seguridad imperante en toda la planta.

Buenos Aires Mayo 2014

I INTRODUCCIÓN

Para poder encarar el tema de la seguridad en relación al diseño de las centrales nucleares es necesario desarrollar una serie de conceptos previos referidos a física e ingeniería nuclear para entender el funcionamiento de las centrales. Una primera enumeración incluye los siguientes tópicos: tipos de radiación, reacciones nucleares controladas, sección eficaz, elementos físi les y fértiles, reacciones en cadena del uranio, tipos de reactores: rápidos, intermedios y térmicos, moderadores y su función, concepto de reactividad y como se regula, envenenamiento del reactor, dispositivos de seguridad, barras de control, operación en potencia del reactor.

Una vez desarrollados estos conceptos preliminares se describirán los diversos tipos de centrales nucleares existentes y su evolución a lo largo de los años. Aquí se verán las diversas tecnologías haciendo hincapié en sus ventajas y desventajas. Porque algunos diseños se han dejado de usar y otros se han desarrollado y mejorado.

Se analizará la evolución en el tiempo de los distintos tipos de centrales y sus posibles desarrollos futuros.

Se describirán los siguientes tipos de reactores: PWR (pressurized water reactor), BWR (boiling water reactor), GCR (gas cooled reactor), PHWR (pressurized heavy water reactor), RBMK (Graphite moderated light water reactor), LMFBR (liquid metal cooled fast breeder reactors). Se analizarán estos tipos principales de reactores con sus sistemas auxiliares y barreras de confinamiento.

En base a como se diseñan los diversos tipos de centrales surgirá una primera idea del riesgo asociado a su operación y funcionamiento.

No todas las centrales nucleares son iguales y el diseño es un factor preponderante para lograr un nivel de seguridad adecuado. El concepto de seguridad asociada al diseño es lo que se pretende desarrollar en este trabajo.

El campo de la seguridad como rama de la ciencia ha ido evolucionando a lo largo de los años. En un primer período para evitar accidentes el énfasis estuvo puesto en mejorar los sistemas desde un punto de vista netamente técnico, luego en una segunda etapa se introdujo el factor humano como causa de muchos accidentes, la tercer evolución se enfocó al análisis de las interacciones humanas con los sistemas para evitar que una sucesión de hechos humanos y fallas técnicas produzca la falla o colapso, y por último en la etapa actual se plantean las diversas relaciones inter organizacionales para evitar que la falla suceda.

En el contexto de este trabajo se analizarán las tres primeras etapas. Se tratará el problema de las fallas en un marco determinístico y en un marco probabilístico. Estos análisis permiten a través de una serie de herramientas determinar los diversos niveles de riesgo de las centrales.

El análisis de riesgo implica la ocurrencia o probabilidad de ocurrencia de una serie de hechos que provocan un accidente. El análisis de seguridad se basa en el diseño adecuado de los componentes del sistema para que los típicos problemas que desencadenan las fallas no ocurran, y en el caso de ocurrir, los sistemas de respaldo detengan o mitiguen sus consecuencias. El riesgo y la seguridad de una instalación nuclear dependen de su diseño, construcción y posterior operación. La relación dinámica entre el riesgo y la seguridad depende del mantenimiento de la planta y de las intervenciones humanas realizadas para que esta siga operando a pleno, a lo largo de su vida útil.

Luego de la introducción a la física nuclear, la descripción de los distintos tipos de centrales haciendo hincapié en el diseño de las mismas y el análisis de los diversos riesgos que afectan la seguridad se pretende justificar la existencia de tipos de centrales más seguras que otras basándose en la tecnología empleada en su diseño y su funcionamiento.

Se hará una descripción de los tres mayores accidentes nucleares ocurridos en el mundo: Three Mile Island, Chernóbil, y Fukushima, qué pasó y porqué junto a qué medidas se implementaron para evitar que vuelvan a suceder.

Se describirán las tres plantas generadoras de energía nucleoelectrica existentes en Argentina: Atucha I, Embalse y Atucha II incluyendo también una descripción del CAREM, en construcción actualmente, con sus ventajas.

II MOTIVACIÓN

Se hace necesario continuar el desarrollo en materia de tecnología nuclear porque se debe encarar una drástica reducción de los gases de efecto invernadero, producto de la quema de combustibles fósiles. Se impone además una diversificación de la matriz energética, dada la escasez de combustibles fósiles, especialmente el gas natural.

Además se está revisando el principal argumento en contra de la energía nuclear que es su elevado costo y sus riesgos en comparación con otros emprendimientos.

III OBJETIVO

El enfoque de este trabajo está dirigido a profesionales y estudiantes no especialistas en el tema.

Se propone analizar los distintos tipos de reactores nucleares junto a los riesgos involucrados en la tecnología utilizada y se pretende lograr, en la sociedad, una visión de la energía nuclear más amigable.

Demostrar que las centrales nucleares son mucho más seguras que otro tipo de plantas de energía, es el objetivo fundamental de esta tesis.

IV METODOLOGÍA Y DESARROLLO DEL TRABAJO

La metodología planteada para lograr el objetivo propuesto se basa en los siguientes puntos:

a) Extractar los fundamentos de física nuclear sin entrar en el tema de las ecuaciones diferenciales que caracterizan las ondas y procesos involucrados. Explicar el concepto de fisión y fusión atómica desde el punto de vista macroscópico, junto a las energías por defecto de masa involucradas. Los diversos tipos de secciones eficaces y la necesidad de termalizar a los neutrones. Como se logra controlar a la reacción en cadena, el concepto de reactividad; moderadores y refrigerantes, barras de control, absorbedores de neutrones sólidos y líquidos. Los combustibles utilizados en las reacciones nucleares controladas para producir energía eléctrica, el concepto de material fértil y de material fértil. Envenenamiento del reactor y productos radioactivos de fisión

b) Descripción de los distintos tipos de centrales haciendo hincapié en el diseño de las mismas, cuales son los riesgos asociados al tipo de central y como afectan la seguridad.

c) Se justificará la existencia de ciertos tipos de centrales más seguras que otras basándose en la tecnología empleada en su diseño y su funcionamiento. Esta justificación se dará a lo largo de todo el trabajo, y fundamentalmente cuando se analizan los tres accidentes más importantes que han acontecido: Three Mile Island (1979), Chernóbil (1986) y Fukushima (2011).

- d) Se explorará el problema de las fallas en un marco determinístico y en un marco probabilístico. Estos diversos tipos de análisis permiten a través de una serie de herramientas evaluar los diversos riesgos de las centrales.
- e) Se describirán las plantas nucleares existentes en Argentina: Atucha I, Embalse y Atucha II incluyendo también el CAREM. Que mejoras fueron introducidas y que otras se implementarán en base a nuevos requisitos de seguridad y a experiencias propias.
- f) Como comentarios finales se hará una comparación de riesgos con otras industrias, y entre los diversos tipos de plantas nucleares en operación.

1. FUNDAMENTOS DE FÍSICA NUCLEAR

Reacciones nucleares, radiactividad natural y artificial:

Existen en la naturaleza átomos inestables que emiten partículas o radiación electromagnética fenómeno llamado radiactividad.

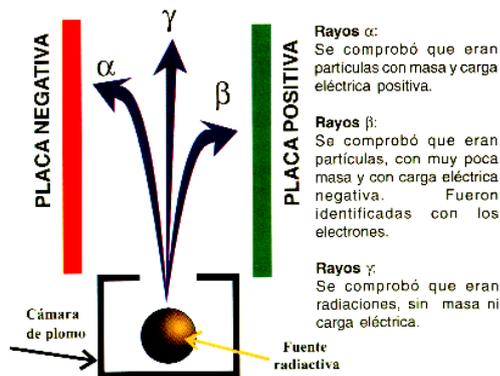


Figura 1.1 Las tres radiaciones α , β , γ , y sus trayectorias en un campo magnético

La radiactividad natural es la emisión espontánea de partículas α , radiación β , o de rayos γ . Luego de una serie de pasos, el elemento radiactivo original decae y se convierte en un elemento estable.

El tiempo en que un elemento radioactivo decae su actividad a la mitad se denomina tiempo de vida media.

Otra forma de radiactividad se da en las transmutaciones nucleares al bombardear un núcleo con neutrones, protones u otras partículas subatómicas. También se da en las estrellas cuando elementos más livianos transmutan a elementos más pesados (fusión).

Las reacciones nucleares implican la modificación de los núcleos atómicos, conservando el número total de protones y neutrones. Las partículas elementales involucradas en las reacciones nucleares son las siguientes:

$${}^1_1p = {}^1_1H \text{ (protón)}, {}^1_0n \text{ (neutrón)}, {}^{-1}_1e = {}^{-1}_1\beta \text{ (electrón)}, {}^{+1}_1e = {}^{+1}_1\beta \text{ (positrón)},$$

$${}^4_2He = {}^4_2\alpha \text{ (partícula } \alpha \text{)}$$

En las reacciones químicas los electrones de los átomos se acomodan rompiendo y formando enlaces químicos con una moderada absorción o liberación de energía. La velocidad de la reacción depende de la temperatura, presión, concentración y de los catalizadores. En cambio en las reacciones nucleares los elementos y sus isótopos se convierten unos en otros con enormes

cantidades de energía involucradas. Las velocidades de reacción son independientes de la presión, temperatura y catalizadores.

Para poder analizar la estabilidad nuclear tenemos que tener presente que el núcleo atómico es muy denso y que la estabilidad del mismo depende de la relación entre el número de protones y neutrones. Para partir o fisurar tanto como para unir o fusionar un núcleo hay que vencer la energía de unión nuclear que se observa en la siguiente figura:

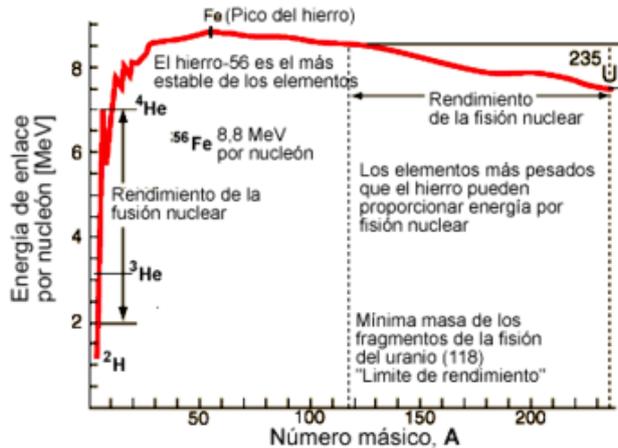


Figura1.2 Energía media de enlace por nucleón en función del número de masa A

Esta energía involucrada puede explicarse en base al defecto de masa que surge al analizar la masa del átomo completo respecto de la masa total de sumar las componentes constitutivas por separado.

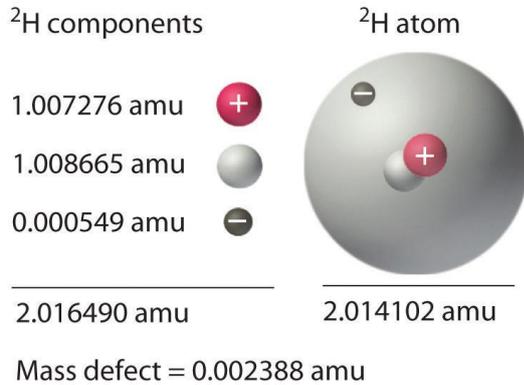


Figura1.3 Energía de enlace nuclear en el átomo de hidrógeno ^2_1H (deuterio)

Dada la equivalencia entre masa y energía

$$\mathcal{E} = mc^2.$$

Variación de energía es:

$$\Delta E = \Delta m \cdot c^2$$

Siendo c la velocidad de la luz

Para poder comparar las diversas energías de unión nuclear para los diferentes elementos se define la energía de unión nuclear referida a la cantidad de nucleones:

$$\text{Energía unión nuclear por nucleón} = \text{energía unión nuclear} / \text{Número de nucleones}$$

Fisión nuclear:

La fisión nuclear es la división de un núcleo pesado, cuyo número de masa $A > 200$, en núcleos de masa intermedia y uno o más neutrones con una gran liberación de energía. El núcleo pesado inicial es menos estable que los subproductos de la fisión.

En el caso del uranio natural U_{235} que es bombardeado con neutrones lentos o térmicos se da la siguiente reacción:

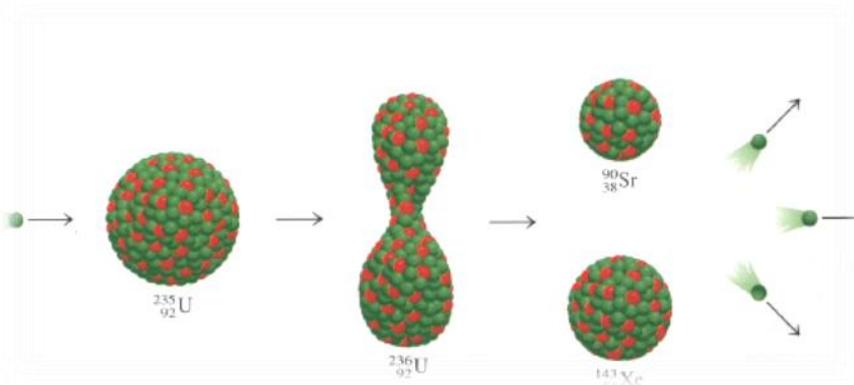
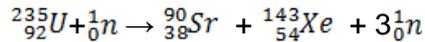


Figura 1.4 Fisión de ${}_{92}^{235}U$

Las energías de unión nuclear involucradas en el proceso son:

$$U_{235} : 2,82 \cdot 10^{-10} \text{ Joule}$$

Las energías de los dos principales productos de la fisión son:

$$Sr_{90} : 1,23 \cdot 10^{-10} \text{ Joule} , Xe_{143} : 1,92 \cdot 10^{-10} \text{ Joule}$$

Vemos que la energía de unión del U_{235} es menor que la suma de las energías de los subproductos Sr_{90} y Xe_{143} , esta diferencia de energía se libera en forma de calor.

$$2,82 < (1,23 + 1,92)$$

$$2,82 < 3,15$$

En consecuencia por cada núcleo de U_{235} fisionado se liberan $0,33 \cdot 10^{-10} \text{ Joule}$

Por 1 mol de átomos de U_{235} la energía liberada es:

$$\text{Energía} = 3,3 \cdot 10^{-11} \text{ Joule} \cdot 6,02 \cdot 10^{23} \text{ átomos/mol} = 2,0 \cdot 10^{13} \text{ Joule}$$

$6,02 \cdot 10^{23} \text{ átomos/mol}$ es el número de Avogadro que indica la cantidad de átomos por mol de sustancia.

Esta energía es muy grande considerando que 1 tonelada de carbón quemado libera $5 \cdot 10^7 \text{ Joule}$.

Es importante considerar que el neutrón incidente capturado por el átomo de U_{235} produce luego de la fisión 3 neutrones, esto es la base de la reacción en cadena, definida como la secuencia autosuficiente de reacciones de fisión nuclear.

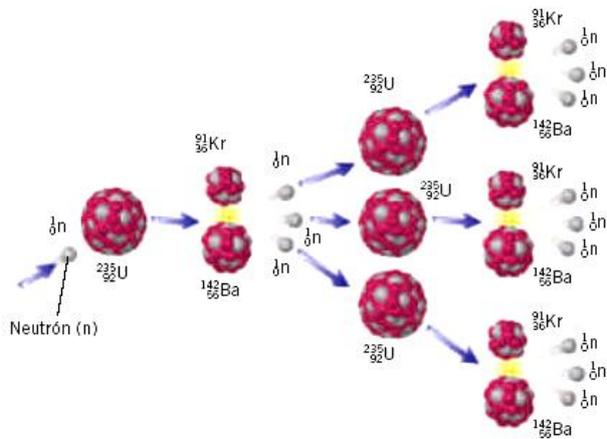


Figura1.5 Si se supera la masa crítica luego de la fisión de un primer átomo de U_{235} otro núcleo de U_{235} capturará un neutrón y se fisionará produciendo más neutrones y una reacción en cadena.

Para que la reacción en cadena comience es necesario que la muestra bombardeada tenga suficiente U_{235} para que los neutrones incidentes sean capturados por los núcleos de U_{235} , de no ser así muchos neutrones se escapan y la reacción no se propaga. En base a este concepto decimos que *la masa crítica es la mínima masa de material fisionable necesaria para generar una reacción nuclear en cadena.*

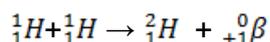
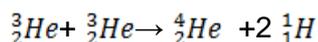
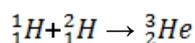
Se dan tres situaciones posibles a saber: que el número de neutrones producido dividido el número de neutrones incidente sea mayor, menor o igual a 1. Si es mayor que 1 la reacción se acelera y descontrola (k supercrítico) en el caso de $k=1$ la reacción es crítica y continua en el tiempo y por último para $k<1$ es subcrítica y se luego de un cierto tiempo se detiene.

Fusión nuclear:

La fusión nuclear es la unión de núcleos livianos para formar uno más pesado.

Esto se basa en el hecho que la estabilidad de los núcleos livianos aumenta a medida que aumenta su número de masa A . Si los núcleos livianos se unen se forma un núcleo más pesado y más estable.

La fusión nuclear se da en las estrellas como el Sol a temperaturas de millones de grados centígrados.



El problema principal de las reacciones de fusión es la elevadísima temperatura necesaria para que se de el proceso (100 millones de grados centígrados) y como consecuencia de ésta, el confinamiento del proceso. Esta energía térmica debe poder vencer la fuerza de repulsión existente entre los núcleos de los átomos livianos involucrados. A estas temperaturas el estado de la materia es plasma (mezcla gaseosa de iones positivos y electrones negativos). El proceso de fusión como método de producción de energía eléctrica no está aún desarrollado comercialmente.

Física de los reactores de fisión:

Hay varios tipos de interacción neutrón materia a saber: dispersión elástica, dispersión inelástica, captura radiactiva, reacciones con partículas cargadas, reacciones de producción de neutrones y finalmente fisión.

En el caso de la fisión el neutrón que incide sobre el núcleo lo divide en dos subproductos de fisión con una gran liberación de energía.

Para poder evaluar el grado de interacción de los neutrones con los núcleos se define el concepto de sección eficaz. *La sección eficaz total es un índice de la probabilidad que una interacción ocurra cuando el neutrón incide sobre la muestra.* Cada tipo de interacción tiene su sección eficaz, siendo la sección eficaz total la suma de todas las secciones eficaces.

$$\sigma_t = \sigma_e + \sigma_i + \sigma_\gamma + \sigma_f$$

σ_t = sección eficaz total , σ_e sección eficaz elástica, σ_i sección eficaz inelástica, σ_γ sección eficaz de captura radioactiva , σ_f sección eficaz de captura de fisión

Los núcleos, como los de U_{235} , que pueden fisionarse luego de un proceso de absorción de un neutrón de baja energía cinética se denominan físiiles. El U_{233} y Pu_{239} son también elementos físiiles. Los elementos como el U_{238} que no se fisionan salvo que sean bombardeados por neutrones de alta energía, se los denominan fisionables. Los isotopos tal U_{238} no pueden ser usados como combustible en reactores nucleares, en cambio los físiiles como el U_{235} y Pu_{239} sí.

Es importante considerar que no todos los neutrones que inciden sobre un núcleo físiil con energía suficiente como para superar la suma de la energía cinética más la energía de unión nuclear ($E_{crítica}$) se fisionan. Se dan otros procesos como dispersión elástica e inelástica y captura radiactiva. La $E_{crítica}$ es el mínimo nivel de energía de excitación necesario para que se de un proceso de fisión.

Para elementos físiiles a bajas energías solo se dan tres procesos: dispersión elástica, captura radiactiva y fisión. La dispersión elástica es despreciable frente a la captura radiactiva y la fisión.

Productos de fisión y sus problemas:

La radiactividad de los productos de fisión es el mayor problema asociado a la energía nuclear. Los productos de fisión se acumulan en el reactor y deben permanecer confinados en él por seguridad.

Durante el proceso de decaimiento radiactivo se produce gran cantidad de calor, aún habiendo apagado el reactor, siendo necesario refrigerar al mismo, aún después de detener la fisión, hasta extraer el calor residual.

El 99% de los neutrones de fisión son de aparición instantánea y solo el 1 % restante retardados. Los neutrones retardados son fundamentales para la estabilidad del reactor.

Cuanta energía se puede aprovechar:

Existen diferencias ente la energía emitida en el proceso de fisión y la que se puede recuperar en forma de calor.

En forma aproximada los valores de energía puestos en juego en el proceso de fisión están dados en la siguiente tabla:

Forma de energía	Energía emitida MeV	Energía recuperable MeV
Fragmentos de fisión	168	168
Productos de decaimiento de fisión:		
Radiación β	8	8
Radiación γ	7	7
Neutrinos	12	-----
Rayos γ instantáneos	7	7
Neutrones de fisión (energía cinética)	5	5
Captura de rayos γ	-----	3-12
TOTAL	207	198-207

Tabla 1.1 Energías emitidas y recuperables de los productos de fisión del U₂₃₅

El 85 % de la energía recuperable es cinética proveniente de los productos de fisión ya que éstos se detienen en 0,001 cm convirtiendo toda su energía en calor. Las otras energías provenientes de la emisión de radiación β , γ , neutrones retardados también se recupera ya que no salen del núcleo debido a las barreras de confinamiento. La excepción es el caso de los neutrinos con una pérdida de 12MeV por cada fisión al no interactuar con la materia que los rodea.

Ahora sólo una parte de los neutrones producidos debe volver a producir una reacción para mantener controlada la reacción en cadena. Este exceso de neutrones se absorbe en una reacción no fisionable o parasita. Esta absorción parasita produce una emisión de rayos γ y esta energía se recupera (de 3 a 12 MeV por cada fisión dependiendo de la energía de los neutrones absorbidos y de los materiales del núcleo).

Resumiendo y considerando el conjunto de efectos como un todo podemos afirmar que la energía recuperable es de 200MeV por fisión.

Reacción en cadena del Uranio y el uso de moderadores:

El proceso de fisión en el uranio natural se da en dos rangos de energía: el rango de baja energía debido a los neutrones térmicos (0,0253 eV) que fisionan al U₂₃₅, presente en un 0,712% en el uranio natural, y los neutrones rápidos (1MeV) que actúan sobre el U₂₃₈, cuya abundancia es de 99,282%. El 0,006% restante es U₂₃₃ y en general no se considera.

La típica energía de los neutrones luego de un proceso de fisión es de 1 o 2 MeV.

Hay tres posibles formas de mejorar la reacción en cadena de U₂₃₅:

- a) Elevar el porcentaje U₂₃₅ presente en el combustible (enriquecerlo).
- b) Reducir la energía de los neutrones de manera tal que aumente la posibilidad de fisión al ser mucho mayor la sección eficaz de fisión para ese nivel de energía (termalizar).
- c) Una mezcla de las dos opciones anteriores

Los reactores de producción de energía usan la mezcla de opciones reduciendo la energía neutrónica a niveles térmicos 0,0253eV y también enriqueciendo al uranio natural.

Los neutrones se denominan térmicos cuando tienen una energía de:

$$\mathcal{E} = kT = 0,0235eV$$

Siendo T 293 °K = 20 °C. , k = constante de Boltzmann

El proceso de termalización se da básicamente en el moderador.

Moderadores:

Los neutrones reducen su energía luego de una serie de choques elásticos con los núcleos livianos del moderador, siendo éste más efectivo si reduce la energía de los neutrones en pocos choques. Los moderadores más usados son el hidrogeno del agua (H₂O), el deuterio del agua pesada (D₂O) y el carbón o grafito.

La relación de moderación MR se define como

$$MR = \frac{\xi \cdot \sigma_e}{\sigma_c}$$

Un buen moderador tiene ξ y σ_e elevados y σ_c lo más bajo posible.

ξ es la pérdida logarítmica de energía por colisión

σ_e la sección eficaz de choque elástico

σ_c la sección eficaz de captura neutrónica

Material ^a	A	ξ	n^b	MR
H	1	1.000	14	
D	2	0.725	20	
H ₂ O		0.920	16	71
D ₂ O		0.509	29	5670
Be	9	0.209	69	143
C	12	0.158	91	192
²³⁸ U	238	0.008	1730	0.009

Tabla 1.2 Propiedades de los moderadores H= hidrógeno, D= deuterio, A número atómico, n^b es el número de colisiones necesarias para reducir la energía en $2 \cdot 10^6$ eV, MR relación de moderación.

La decisión de usar agua o agua pesada como moderador tiene sus ventajas y desventajas. El agua es fácil de obtener pero tiene un poder de moderación mucho menor que el agua pesada (71<5670), esta última permite usar uranio natural como combustible de los reactores, mientras que el agua común requiere combustible enriquecido.

El grafito tiene una relación de moderación MR = 192, mejor que el agua, pero tiene la desventaja de solo poder usarse como moderador y no como refrigerante ya que es sólido.

Barras de control:

Se las emplea para controlar la reactividad absorbiendo neutrones. Sirven para controlar cambios en la operación del reactor, compensar el envenenamiento del mismo y para la parada en emergencia. Los materiales más usados son el cadmio y el boro. El boro puede ser usado como barras de control sólidas o como líquido disuelto en el refrigerante.

Existe una tercera forma denominada venenos consumibles tales como el gadolinio y el boro que se introducen en el elemento combustible y que se van consumiendo manteniendo la sección

eficaz de captura del combustible lo más uniforme posible a lo largo del proceso de quemado del mismo.

Bibliografía:

Química de Raymond Chang 2007 traducido de la novena edición de Chemistry by Raymond Chang ISBN-10:0-07-298060-5

Nuclear Energy Fifth Edition Raymond L. Murray 2000 Butterworth Heimann ISBN 0-7506-7136X

Introduction to Nuclear Engineering Third Edition John R. Lamarsh & Anthony J. Baratta 2001 Prentice Hall ISBN 0-201-82498-1

Nuclear Energy 2nd Edition David Bodansky 2004 Springer ISBN 0-387-20778-3

2. TIPOS DE REACTORES Y SU EVOLUCIÓN

A los reactores nucleares desarrollados a partir de 1950 se los agrupa en generaciones. Cada generación tiene una serie de parámetros clave que han ido evolucionando. Dentro de estos factores fundamentales se destacan los siguientes:

- a) Costo de Kwh generado
- b) Seguridad en el funcionamiento (sistemas activos o pasivos)
- c) Seguridad y no proliferación de material radioactivo
- d) Compatibilidad con la red eléctrica a la cual se conecta la central
- e) Desarrollo comercial del tipo de reactor y su introducción en el mercado
- f) Ciclo del combustible: cuanto debe ingresar para operación y cuantos desechos quedan a tratar luego del quemado del mismo.

Los primeros reactores y prototipos fueron construidos entre 1950 y 1970 y ya están todos fuera de funcionamiento.

Los de la segunda generación son los reactores comerciales construidos entre 1970 a 1990 como los PWR, BWR, PHWR, y GCR, con una vida útil prevista de 40 años. Diseñados bajo el concepto de seguridad activa, que implica la actuación de ciertos dispositivos mecánicos y eléctricos, automáticamente o mediante un operador. Teniendo solo una cierta cantidad de dispositivos pasivos como válvulas limitadoras de presión, funcionamiento automático sin operador de control, o pérdida de energía auxiliar. Más de 400 reactores de esta generación están hoy en operación.

Los de la tercera generación o evolución de la segunda introducen una serie de cambios mejorando la eficiencia y seguridad a partir de 1990, principalmente capitalizando la experiencia de los accidentes de Three Mile Island en 1979 y Chernóbil en 1986. La experiencia reciente de Fukushima aun está siendo analizada. Son reactores de agua liviana que en su diseño tiene previstos una serie de medidas tales como:

- Asegurar la integridad del núcleo ante un evento externo (terremoto o caída de un avión pequeño sobre las instalaciones), lo que requiere una doble contención.
- En caso de fundirse el núcleo que los desechos queden contenidos.
- Una mejora en la seguridad pasiva, usando la gravedad, circulación natural.
- Sistema de enfriamiento pasivo del núcleo que puede quitar el calor residual ante falla del circuito primario.

-Reducción del impacto de los posibles errores humanos que desencadenen accidentes.

-Mejora de la eficiencia térmica y económica.

-Mejora de la disponibilidad de la central (90%), vida útil (60 años) y mejor aprovechamiento del quemado del combustible mediante el uso de venenos que se consumen a lo largo de la vida del combustible. Uso de óxidos mixtos (MOX) como combustible y una marcada reducción de desechos. El MOX es una mezcla de plutonio y uranio natural o empobrecido que se comporta en un reactor de forma similar al uranio enriquecido que alimenta la mayoría de los reactores nucleares.

-Modularidad y preensamblado en fábrica.

-Análisis probabilístico de riesgo como parte fundamental del diseño de la central que da como resultado una frecuencia de fusión del núcleo (CFR *core damage frequency*) 100 veces menor respecto a los reactores de segunda generación.

La tercera generación+ están bajo diseño ahora focalizándose en la eficiencia y seguridad. Un accidente nuclear en el mundo afecta a toda la industria nuclear y a la percepción de la seguridad del uso de la energía nuclear que tiene la gente. Los diseños bajo estudio son los siguientes: ABWR (*advanced boiling water reactor*), ACR1000 (*advanced CANDU reactor*), AP1000 (*advanced power reactor*), APWR (*advanced pressurized water reactor*), EPR (*European pressurized reactor*), ESBWR (*economic simplified boiling water reactor*).

Por último la cuarta generación prevista a partir del año 2030 apuntará a la seguridad, sustentabilidad medioambiental, al costo, a la reducción de residuos, a la resistencia y seguridad física de las instalaciones.

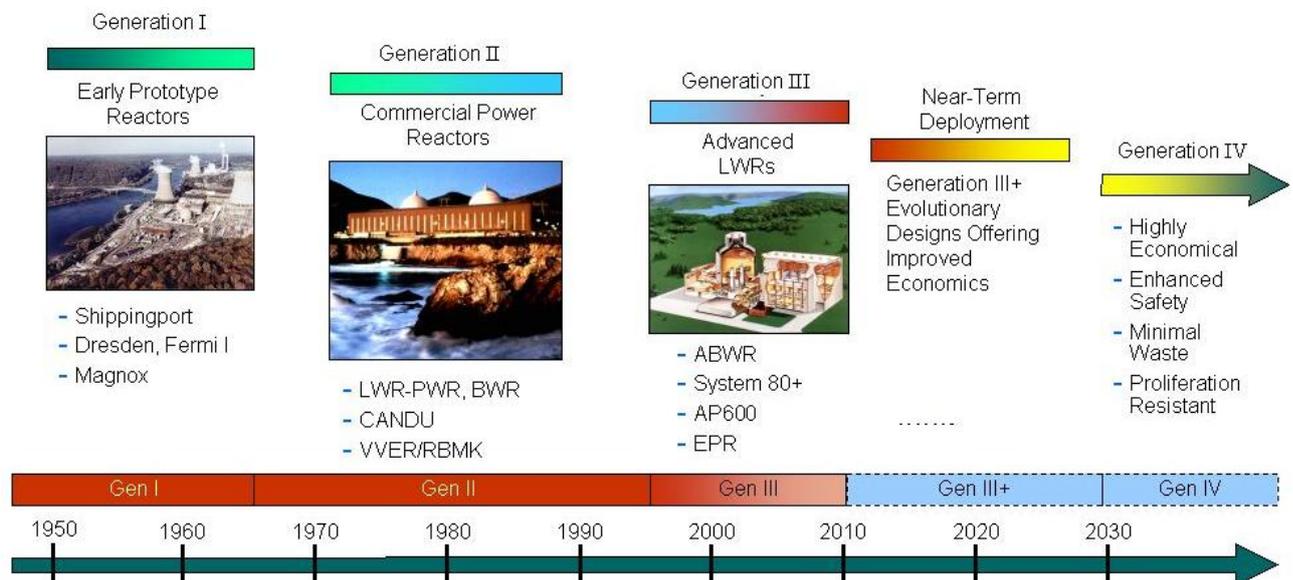


Figura 2.1 Generaciones de reactores nucleares.

Existen también otros tipos de clasificaciones de reactores basadas en distintos parámetros técnicos como la velocidad de los neutrones, la homogeneidad del núcleo, el tipo de combustible, moderador y refrigerante.

a) Clasificación por velocidad de los neutrones:

Los reactores se clasifican según la velocidad de los neutrones de fisión en térmicos y rápidos. En los reactores térmicos se reduce la velocidad de los neutrones a través de sucesivos choques elásticos con el moderador hasta energías del orden de 0,0235eV. En los rápidos, los neutrones

de fisión cuyo rango de energía es de 1 a 2 MeV hasta 10 KeV interactúan con el material en un proceso de dispersión inelástica y no requieren un moderador. El ejemplo típico es el reactor de sodio metálico.

b) Clasificación en homogéneos y heterogéneos:

Todos los reactores que producen energía eléctrica son heterogéneos ya que en el núcleo hay diversos materiales de características muy diferentes a saber: barras de control, elementos combustibles, moderador sólido o líquido y refrigerantes líquidos o gaseosos.

En el otro extremo, los reactores homogéneos se basan en un combustible acuoso que hace las veces de combustible, refrigerante y moderador. El reactor de sal fundida es un desarrollo basado en este concepto, el fluido que llena el núcleo es una mezcla del elemento fisible $^{235}\text{UF}_4$ o $^{233}\text{UF}_4$ junto con el fértil $^{232}\text{ThF}_4$. Hasta ahora no se utilizan reactores homogéneos en la producción de energía eléctrica pero se están estudiando para la producción de radioisótopos.

Las principales diferencias entre los reactores radican en la elección del tipo de combustible, del moderador, y del refrigerante.

Combustibles usados en reactores:

No hay muchos elementos pesados en la naturaleza que se puedan usar como combustible de reactores de fisión. Los dos posibles son: uranio U y el torio Th.

El uranio U_{92} es el combustible más usado, especialmente el U_{92}^{235} que es fisible aunque existente en un porcentaje del 0,7% del total de los isótopos en estado natural. El U_{92}^{238} que es fértil y presente en más de un 99% en el uranio natural se lo usa para producir Pu^{239} que es fisible. Por último el U_{92}^{233} fisible presente en solo un 0,06% en el uranio natural, también se lo puede generar a partir de la captura de un neutrón en el Th_{90}^{232} .

El torio Th_{90}^{232} no es fisible para neutrones térmicos y puede ser usado como elemento fértil para producir U_{92}^{233} .

Resumiendo sólo hay dos elementos presentes en la naturaleza para producir una reacción en cadena de fisión: U_{92}^{235} directamente ya que es fisible y Th_{90}^{232} que es fértil pero mediante captura neutrónica produce U_{92}^{233} que si es fisible.

En el caso del Pu_{94}^{239} que es fisible se lo obtiene a partir de captura neutrónica del U_{92}^{238} .

El uranio U_{92}^{235} se lo puede usar en un porcentaje del 0,7% tal como se encuentra en la naturaleza o enriquecido hasta un 5% en ambos casos en forma de óxido de uranio (UO_2).

Moderadores:

La función del moderador es enlentecer a los neutrones rápidos (termalizarlos) reduciendo su energía hasta 0,0235 eV. Para lograr esto se usan elementos livianos como el agua, agua pesada y el carbón en la forma de grafito.

Agua H_2O y agua pesada D_2O son los dos tipos de moderadores más usados. En el caso de usar uranio natural el moderador debe ser agua pesada o grafito única forma posible de mantener la

reacción en cadena, debido a la baja concentración de material fisible presente en el combustible (0,7%), en cambio para uranio enriquecido se puede usar agua H₂O.

El agua pesada termaliza (enlentece) a los neutrones rápidos producto de la fisión del U₂₃₅ luego de unos pocos choques elásticos aumentando la posibilidad de interacción con otros átomos de U₂₃₅ en vez de ser capturados por los átomos de U₂₃₈.

En el caso del agua liviana ésta absorbe mucho más neutrones que el agua pesada quedando pues un remanente que sólo puede continuar la reacción en cadena si se ha elevado (enriquecido del 0,7 % hasta 5%) el porcentaje de U₂₃₅ en el elemento combustible. El fenómeno del choque entre neutrones rápidos y el agua liviana es de choque inelástico con captura de neutrones.

Recordemos que la relación de moderación MR se define como:

$$MR = \frac{\xi \cdot \sigma_e}{\sigma_c}$$

Un buen moderador tiene ξ y σ_e elevados y σ_c lo más bajo posible.

ξ es la pérdida logarítmica de energía por colisión

σ_e la sección eficaz de choque elástico

σ_c la sección eficaz de captura neutrónica

MR del agua pesada es 5670 contra el MR del agua liviana 71.

Adicionalmente el moderador debe ser inerte y no reaccionar en presencia de radiación.

Refrigerantes:

La función básica de los diversos refrigerantes es extraer el calor generado en los elementos combustibles.

En los reactores del tipo BWR el refrigerante convertido en vapor cede su energía a la turbina en forma directa sin un fluido intermediario, no así en los reactores del tipo PWR en el cual el refrigerante primario cede su energía en intercambiadores de calor a un fluido secundario (agua) que acomete en forma de vapor a la turbina. El hecho de usar un fluido intermediario no radioactivo aumenta la seguridad de la planta en detrimento del rendimiento térmico.

En todos los tipos de reactores debe considerarse el hecho que aún detenida la reacción en cadena por los medios de control el decaimiento de los productos de fisión genera calor que debe ser removido del núcleo del reactor para que éste no se deteriore. Este calor residual requiere la aplicación de medios y técnicas para asegurar la refrigeración del núcleo después de parado éste por lo menos durante una semana.

Los refrigerantes pueden ser líquidos (agua, agua pesada) o gaseosos (dióxido de carbono, helio).

En general el tipo de refrigerante tipifica al reactor, así tenemos los reactores de agua liviana LWR (*light water reactors*), de agua pesada HWR (*heavy water reactors*), y los refrigerados por gas GCR (*gas-cooled reactors*).

Muchas veces el refrigerante hace las veces de moderador como en los LWR. Esto no aplica a los GCR ya que el dióxido de carbono (CO₂ usado como refrigerante) no es un buen moderador siendo necesario usar grafito como moderador.

En el caso de los reactores rápidos éstos no usan moderador y como refrigerante se usan metales líquidos livianos como el sodio (Na).

Elementos de control:

Son necesarios para controlar la reactividad del núcleo y para las paradas de emergencia. En general son barras sólidas de boro o cadmio, dada la elevada sección de captura eficaz para neutrones térmicos de estos dos elementos. A su vez el boro en forma líquida se puede inyectar en el agua de refrigeración para controlar reactividad y para paradas de emergencia.

La gran mayoría (85%) de los reactores en operación comercial actualmente son de la segunda generación, térmicos de agua liviana LWR, en los cuales el agua se emplea como refrigerante y moderador del combustible U_{92}^{235} enriquecido al 3-4 %. No es posible usar uranio natural ya que el agua absorbe una cantidad de neutrones térmicos tal que es imposible llevar a crítico al reactor. El agua es un excelente moderador, con alta presión de vapor, y de muy bajo costo. Dentro de los LWR hay dos tipos: los reactores de agua a presión o PWR (*pressurized water reactors*) que son la gran mayoría, y los reactores de agua hirviendo o BWR (*boiling water reactors*).

Los otros tipos que completan el 15% restante son los siguientes:

ABWR (*advanced boiling water reactor*) surgen de mejorar los BWR. Las principales mejoras incluyen un sistema de refrigeración pasivo del núcleo ante fallas en el circuito primario, utilización de circulación natural en vez de forzada, y una drástica reducción de las cañerías tanto dentro del edificio del reactor como fuera de él.

HWR (*heavy water reactors*) pueden ser de dos tipos a saber: CANDU (*Canadian Deuterium Uranium*) usan calandria no presurizada y tubos de presión y los PHWR (*pressurized heavy water reactors*) que usan un recipiente de presión; ambos tipos usan agua pesada D_2O como refrigerante y moderador ; el combustible es uranio natural o levemente enriquecido (Embalse en Argentina es del tipo CANDU y Atucha I y II tipo PHWR).

GCR (*gas-cooled reactors*) usan dióxido de carbono como refrigerante, grafito como moderador, son típicamente ingleses y la evolución de los mismos son los AGCR (*advanced gas-cooled reactors*).

LGR (*light water cooled , graphite moderate reactor*) usan agua como refrigerante y grafito como moderador son rusos (Chernóbil) , también denominados RBMK (*Reactor Bolshey Moshchmonsti Kanality*).

LMFBR (*liquid metal fast breeder reactor*) es un reactor rápido de cría, no requiere moderador y el refrigerante es sodio líquido, se los denomina también FBR sin indicar el tipo de refrigerante empleado. El combustible deja de ser el escaso U_{235} para ser U_{238} y Th_{232} . En principio los reactores de cría producen más material fisible en su núcleo del que originalmente se carga, siendo su primera aplicación la producción de plutonio con fines bélicos.

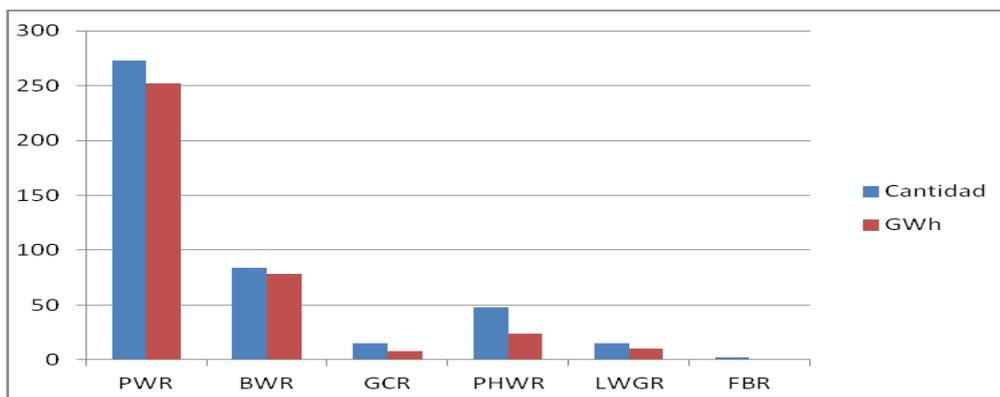


Figura 2.2 Cantidad de reactores nucleares a Diciembre 2013 y energía generada en GWh según IAEA (2013).

Tipo	Combustible	Moderador	Refrigerante	$\eta\%$	Ventajas/ Desventajas
Magnox	Uranio natural en vainas de Magnesio	Grafito	CO ₂ ,circuito primario con generador de vapor 360°C , 20 Kg/cm ²	31	Es seguro ya que el refrigerante no cambia de estado. Recarga de combustible en operación
AGR	Uranio enriquecido al 2-3% en vainas de acero inox.	Grafito	CO ₂ , circuito primario con generador de vapor 650°C y 40Kg/cm ²	42	Ídem al Magnox , opera a mayor temperatura y presión con mayor eficiencia
PWR	Dióxido de uranio enriquecido al 2-4% en vainas de zircaloy	Agua	Agua liviana presurizada bombeada a través del núcleo sin hervir, luego intercambia calor en generadores de vapor 317°C 150Kg/cm ² . Recipiente de presión de acero cilíndrico vertical	33	Bajo costo de construcción por ser prefabricado. Mucha experiencia y confiabilidad de uso. Debe recargarse con el reactor parado
BWR	Dióxido de uranio enriquecido al 2-4% en vainas de zircaloy	Agua	El agua liviana se convierte en vapor en el recipiente de presión, se deshumidifica y acomete a la turbina, 260°C 70Kg/cm ² . Recipiente de presión de acero vertical	32	Costo similar a los PWR no requieren intercambiadores de calor pero se puede contaminar a la turbina. Debe recargarse con el reactor parado
CANDU	Uranio natural	Agua Pesada	Agua pesada presurizada en los tubos que contienen al combustible que se convierte en vapor en intercambiadores de calor 305°C 100kg/cm ² . Calandria horizontal sin presurizar	30	Confiable, en base a uranio natural, pero requiere agua pesada. El tamaño de la turbina es mayor que las usadas en los PWR ya que el vapor es de menor calidad
RMBK	Dióxido de uranio enriquecido al 1,8%	Grafito	Agua liviana que hierve en el núcleo se deshumidifica y acomete a la turbina 284°C 70Kg/cm ²	31	Muy usados en la ex Unión Soviética, poco seguros. Recarga de combustible en operación y produce plutonio como subproducto.

Tabla 2.1 Características de los reactores de segunda generación, η = eficiencia térmica

Descripción de los reactores de agua a presión PWR:

En los PWR el agua entra a presión y temperatura (150Kg/cm² y 290 °C) al núcleo de reactor rodeándolo haciendo de deflector de neutrones y luego sube calentándose entre las barras de combustible para finalmente salir a mayor temperatura (325°C) sin hervir.

El vapor se genera en intercambiadores de calor compuestos por miles de tubos metálicos en forma de U invertida. Al GV (generador de vapor) entra agua a alta presión y temperatura que viene del núcleo que cede su calor al circuito secundario. El vapor generado es vapor húmedo; se lo debe secar antes de acometer a la turbina, para no dañar a los álabes de esta por erosión, dando como resultado un vapor seco a 293°C y 50kg/cm². En general hay hasta cuatro generadores de vapor asociados a un mismo núcleo. La eficiencia térmica de este proceso es de orden del 32-33%.

Resulta necesario mantener la presión constante y elevada en el circuito del refrigerante para que el agua nunca hierva dentro del núcleo. El agua es incompresible, como todos los líquidos, y ante una eventual pérdida de refrigerante bajaría la presión en el núcleo y el agua comenzaría a hervir; esto debe evitarse ya que puede dañar al núcleo.

Para corregir esto se instala un presurizador, que es un cilindro con una interfaz agua vapor. En la parte superior, donde se aloja el vapor, tiene unos rociadores para enfriarlo y condensarlo; en la parte inferior donde está el agua hay calentadores que permiten convertir el agua líquida en vapor y así compensar las posibles variaciones de presión.

La temperatura del refrigerante no es constante, depende de la energía térmica que cede el refrigerante en los generadores de vapor. Cuando sube la temperatura debido a una baja en la carga en la turbina el refrigerante se dilata, si no estuviera el presurizador subiría inevitablemente la presión del mismo. Ahora si sube la carga en la turbina esto produce una baja en la temperatura del refrigerante el agua disminuye su volumen y en consecuencia, de no haber un presurizador en el circuito primario, caería la presión ; esto se compensa calentando el agua alojada en la parte inferior del presurizador convirtiéndola en vapor.

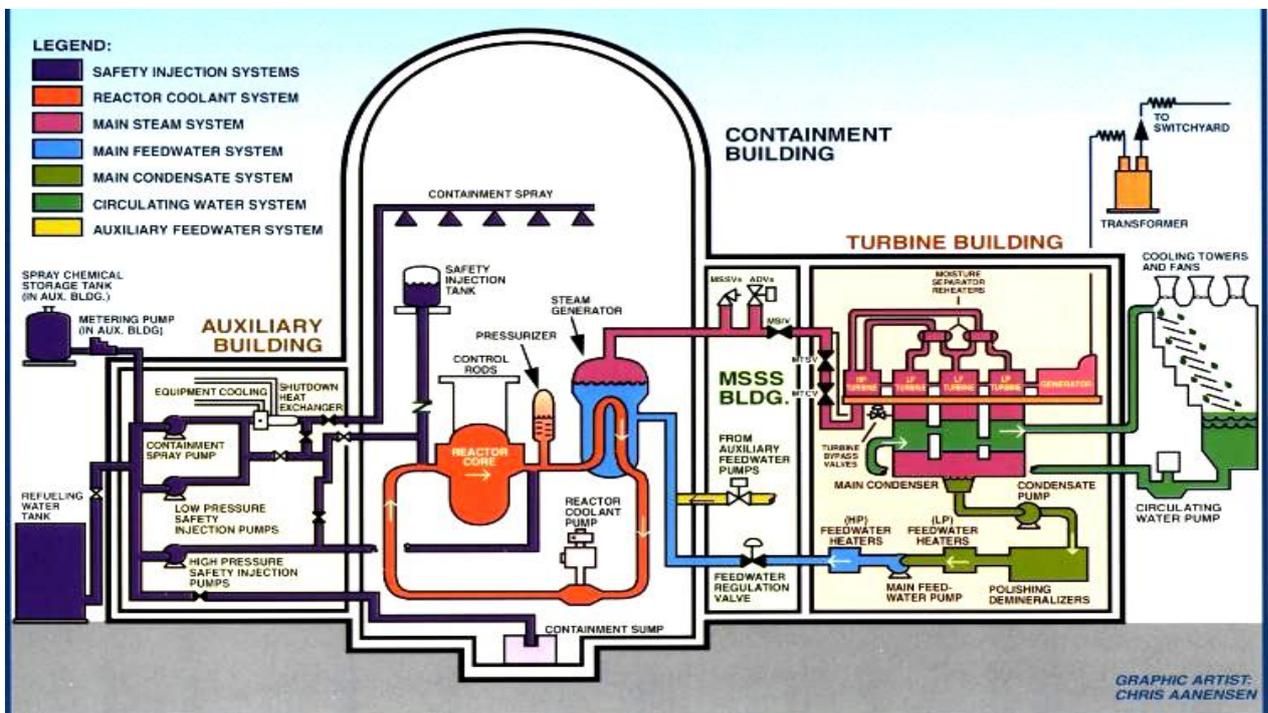


Figura 2.3 Esquema general de una instalación de un PWR

El control del reactor se logra a través de la absorción de neutrones mediante barras de control de boro o cadmio que se introducen desde la tapa del reactor, junto con un sistema de inyección de boro líquido disuelto en el refrigerante. Para compensar la elevada reactividad del núcleo nuevo, especialmente en los reactores de mayor grado de quemado, se introduce gadolinio en el refrigerante. Todo esto sirve para modificar el factor de multiplicación k (relación entre el n° de neutrones liberados y el n° de neutrones incidentes).

El conjunto (núcleo, generadores de vapor, presurizador, bombas de circulación del primario) está alojado en una estructura de hormigón que hace las veces de blindaje y contención.

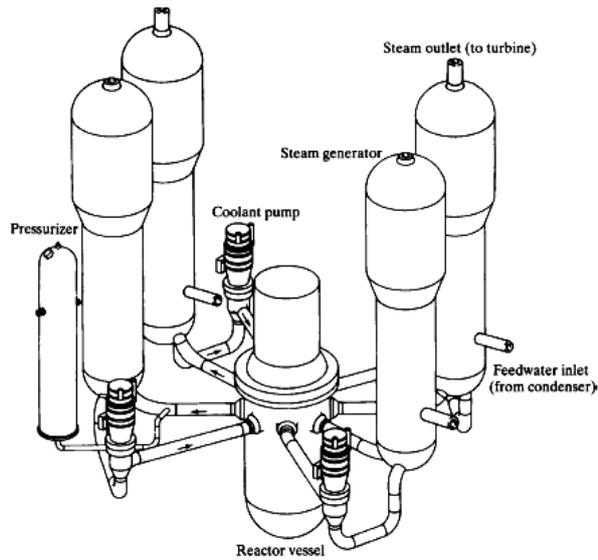


Figura 2.4 PWR elementos constitutivos básicos: reactor, generadores de vapor, presurizador y bombas de circulación de refrigerante primario.

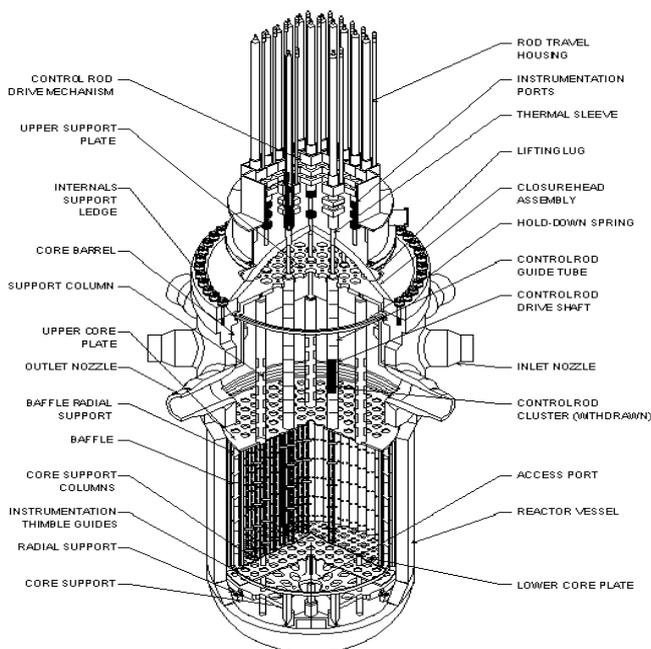


Figura 2.5 Recipiente de presión, barras de control y núcleo de un PWR

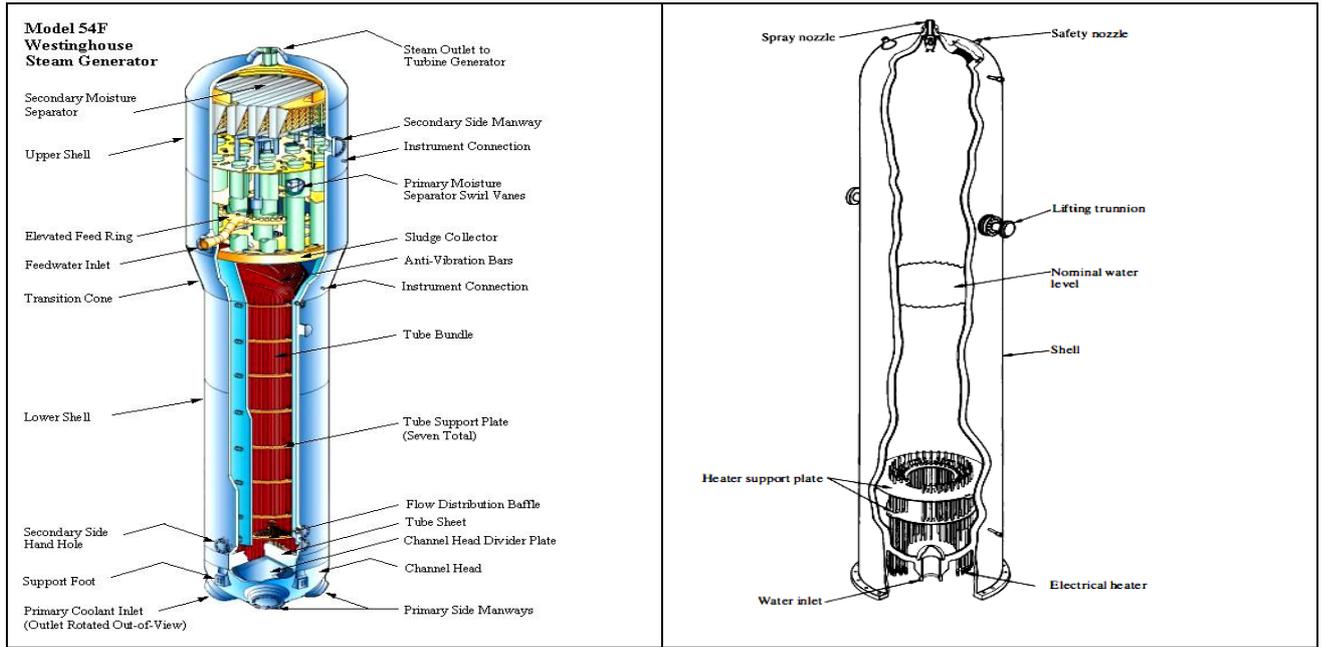


Figura 2.6 Generador de Vapor (izquierda).

Figura 2.7 Presurizador (derecha).

El combustible utilizado es uranio U_{92}^{235} enriquecido al 3-4 %, en la forma de dióxido de uranio (UO_2), material cerámico negro de elevado punto de fusión ($2800^{\circ}C$) en forma de pellets cilíndricos (1cm de diámetro por 2cm de alto) montados en barras de Zircaloy (aleación en base de zirconio de baja sección de captura de neutrones) de cuatro metros de largo aproximado. La vaina de Zircaloy contiene a los elementos combustibles y evita que productos de fisión contaminen al refrigerante. El combustible puede entregar de 30 a 45 MWd/ kg de UO_2 , siendo el mayor valor para un enriquecimiento del 5%. En las barras de elementos combustibles los pellets de UO_2 se dilatan con el aumento de la temperatura y luego se contraen al ésta disminuir (densificación). Esto debe compensarse para evitar que el esfuerzo mecánico deteriore las vainas de Zircaloy, por eso los pequeños huecos que quedan entre la vaina y los pellets de combustible se llenan de helio a presión (34 kg/cm^2). A medida que el combustible se va quemando los gases, producto de la fisión, elevan la presión del helio hasta 140 kg/cm^2 antes de retirar el elemento combustible quemado del reactor. Las barras cilíndricas se agrupan en paquetes y estos a su vez se disponen en el núcleo en forma concéntrica.

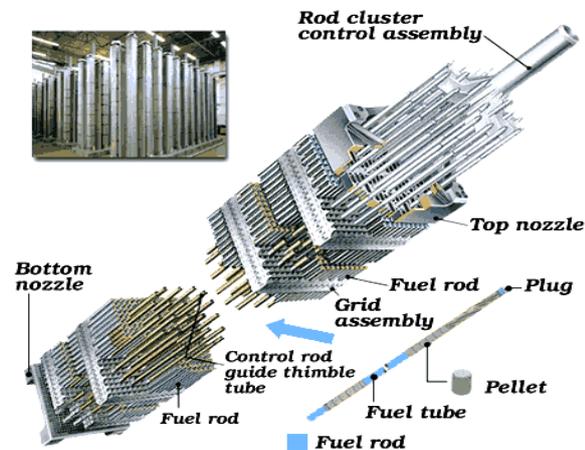


Figura 2.8 Paquete de elementos combustibles

Descripción de los reactores de agua a hirviendo BWR:

En estos reactores el agua hierve dentro del núcleo a moderada presión y temperatura (70Kg/cm^2 y 290°C) y directamente alimenta a la turbina de vapor. El ciclo es directo, esto aumenta la eficiencia térmica reduciendo el caudal de agua que circula por el núcleo a la mitad que en un clásico PWR. Si bien esto es una ventaja desde el punto de vista de la eficiencia térmica, el agua y vapor puede contaminarse con productos de fisión. *En los BWR resulta necesario blindar no solo al núcleo sino también la turbina, condensador, recalentadores, y bombas de recirculación.*

La presión en el núcleo de un BWR es de 70Kg/cm^2 , la mitad que la de un PWR, en consecuencia el recipiente de presión es de menor espesor. En cambio la potencia específica medida en watts/cm^3 es menor en los BWR que en los PWR y debido a esto el recipiente es de mayor tamaño. Ambos efectos desde el punto de vista del costo del recipiente de presión se compensan.

El agua ingresa por la parte inferior del recipiente de presión, sube por el núcleo y al salir del mismo en parte ya es vapor. Este vapor húmedo atraviesa unos separadores de humedad y unos secadores de vapor hasta convertirse en vapor seco siguiendo luego el camino hacia la turbina. El agua residual de los separadores de vapor y secadores precalienta al agua de ingreso al reactor, que viene del condensador en la parte inferior del recipiente de presión. El flujo del refrigerante se logra mediante un sistema de bombas de recirculación que toman agua de la parte baja del recipiente de presión y la inyectan a través de unos picos en su camino hacia arriba.

El combustible de los BWR es el mismo que el de los PWR.

Las barras de control entran desde la parte inferior ya que en la parte superior están los separadores de vapor y secadores. Desde el punto de vista de la seguridad esto es una desventaja ya que las barras de control no pueden caer en el núcleo por gravedad como en los PWR.

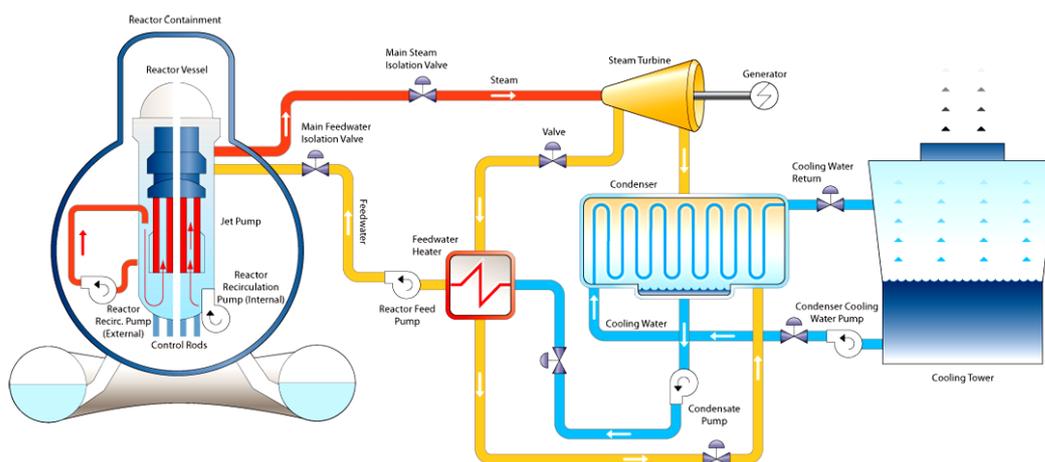


Figura 2.9 Esquema de un BWR

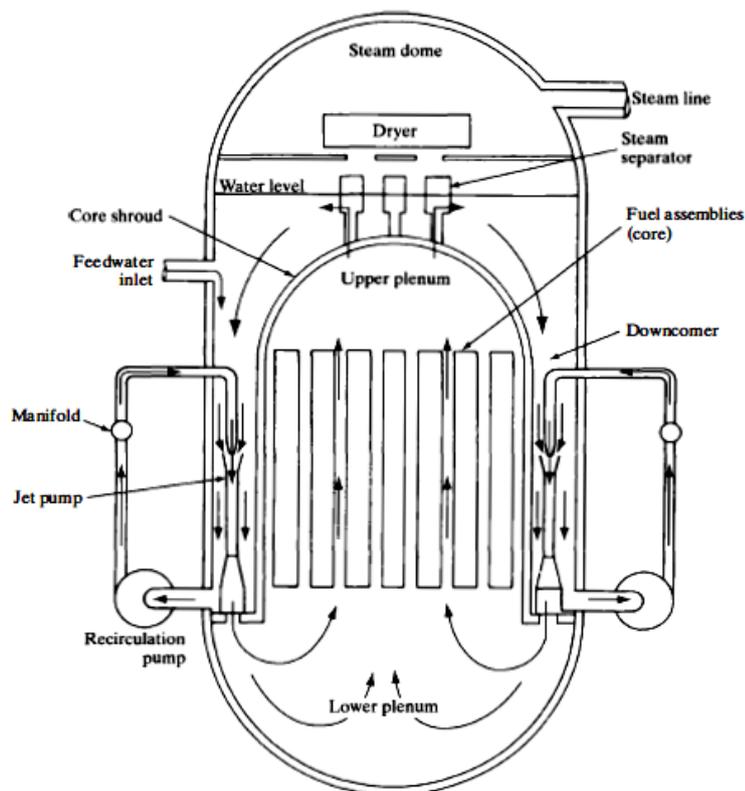


Figura 2.10 Esquema del recipiente de presión y sus componentes internos en un BWR

Descripción de los reactores de agua pesada HWR:

Se dividen en dos grandes tipos, ambos con moderador y refrigerante agua pesada, los de diseño canadiense o CANDU con su calandria horizontal sin presurizar como en Embase y los de diseño alemán o de recipiente a presión PHWR como Atucha I y II.

a) Tipo CANDU (*Canadian Deuterium Uranium*):

Es un reactor moderado y enfriado por agua pesada que utiliza uranio natural como combustible. El reactor puede trabajar con uranio natural ya que la sección eficaz de absorción de neutrones térmicos del agua pesada D_2O es mucho menor que la del agua H_2O . Para evitar tener un recipiente de presión demasiado voluminoso, los CANDU usan un gran recipiente horizontal llamado calandria, no bajo presión y lleno de moderador, en el cual se colocan los tubos horizontales presurizados que contienen al combustible y por donde circula el refrigerante que ingresa a los mismos a 100 Kg/cm^2 y 266°C . Este luego circula por los tubos entre los elementos combustibles ahí alojados sin hervir. Al salir de los tubos se lo colecta en un cabezal, circula por un generador de vapor en el cual cede su energía térmica generando vapor secundario que alimenta la turbina. En general el vapor no tiene una muy buena calidad, reduciendo la eficiencia termodinámica del ciclo a 28-30%, y requiriendo el uso de turbinas especiales que puedan operar con vapor de baja calidad. Esto hace que las turbinas sean más costosas y de mayor tamaño. Las barras de control son de cadmio y cobalto, se introducen o retiran verticalmente a los tubos de presión. Todo el conjunto está dentro de una estructura de hormigón que cumple la función de blindaje y contención.

Los manojos de elementos combustibles consisten en tubos huecos de Zircaloy en los cuales se alojan los pellets de UO_2 . Los manojos están soldados en sus extremos y tienen un conjunto de espaciadores para mantener las distancias entre cada tubo de Zircaloy sometido a la presión del moderador. La capacidad de quemado es de $7,5 \text{ MWd/Kg}$.

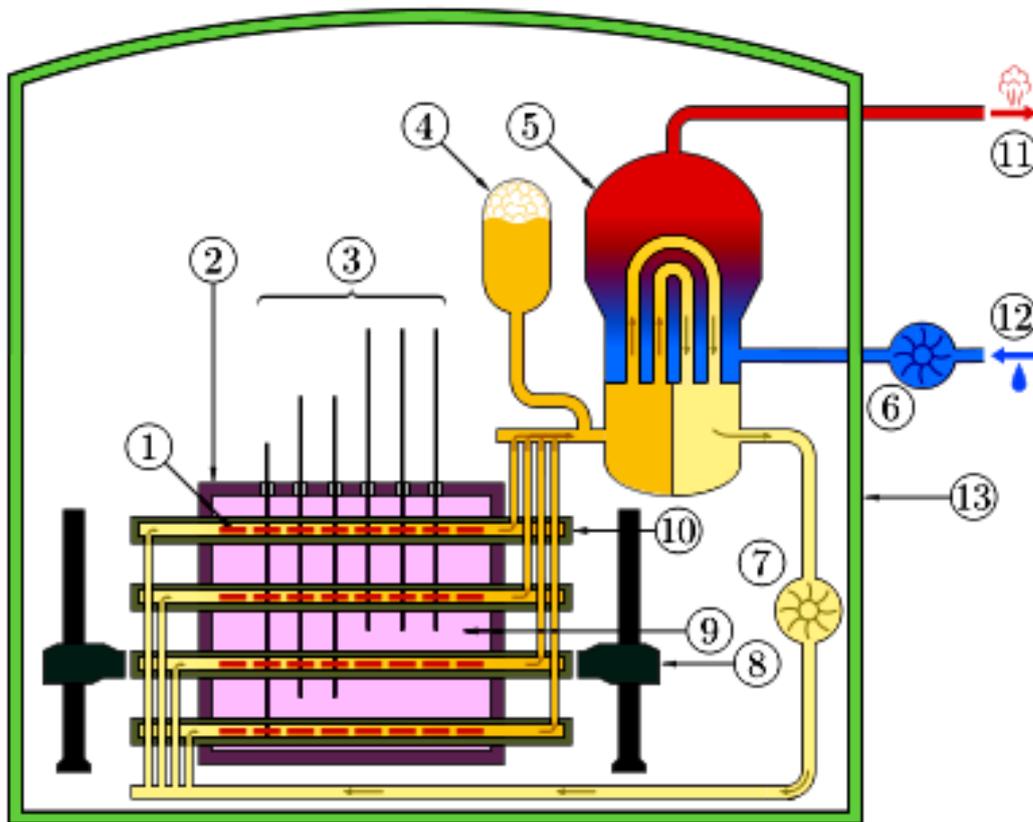


Figura 2.11 Esquema de un CANDU: 1 combustible, 2 calandria, 3 barras de control, 4 presurizador de agua pesada, 5 generador de vapor, 6 bomba de agua liviana, 7 bomba de agua pesada, 8 máquinas de carga de combustible, 9 moderador agua pesada, 10 tubo de presión, 11 vapor a turbina, 12 agua retorno del condensador, 13 recipiente de hormigón de contención.

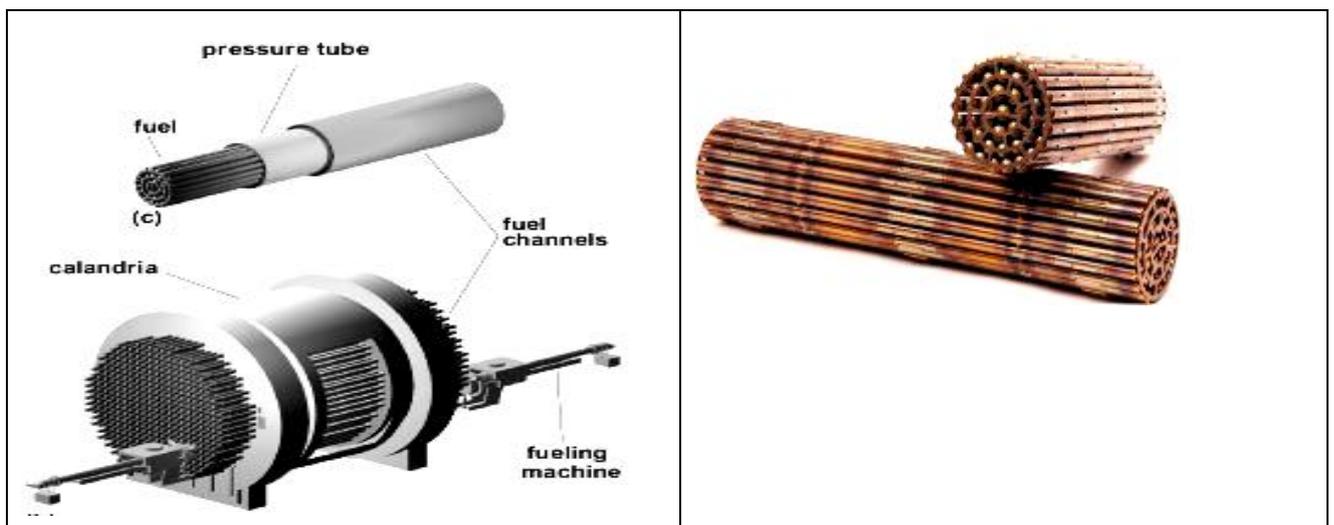


Figura 2.12 Esquema de la calandria y del combustible dentro del tubo presurizado (izquierda).

Figura 2.13 Manejo de elementos combustibles (derecha).

El diseño de la calandria horizontal no presurizada le otorga la gran ventaja de poder recargar los elementos combustibles agotados sin detener al reactor mediante dos máquinas de carga, obteniendo una disponibilidad de más del 90%. Para reducir el tamaño de la calandria estos reactores pueden usar U_{92}^{235} levemente enriquecido al 1,2% (ULE).

b) Tipo PHWR (*pressurized heavy water reactors*):

En este caso el recipiente a presión está en posición vertical utilizando agua pesada D_2O como moderador y refrigerante. El núcleo está compuesto por canales verticales que alojan a los elementos combustibles y permiten la circulación del refrigerante y moderador. El combustible es uranio natural o levemente enriquecido U_{92}^{235} al 0,85% en forma de pastillas de dióxido de uranio U_2O . El recambio de los elementos combustibles se realiza sin abrir el reactor mediante una máquina a razón de un elemento combustible por día de trabajo a plena potencia. Al igual que los PWR poseen dos o más generadores de vapor verticales con tubos en forma de U invertida para ceder el calor generado en el núcleo al circuito secundario.

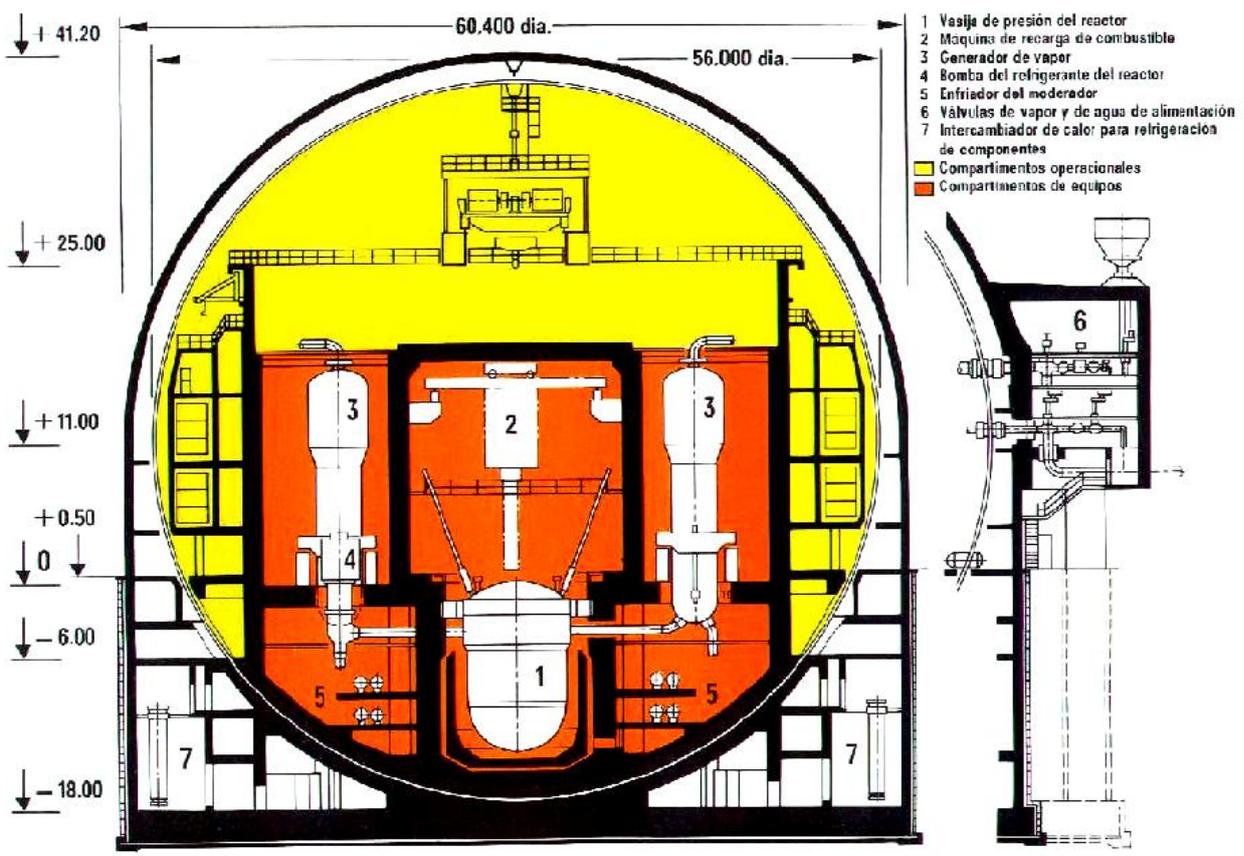


Figura 2.14 Esquema de Atucha II PHWR.

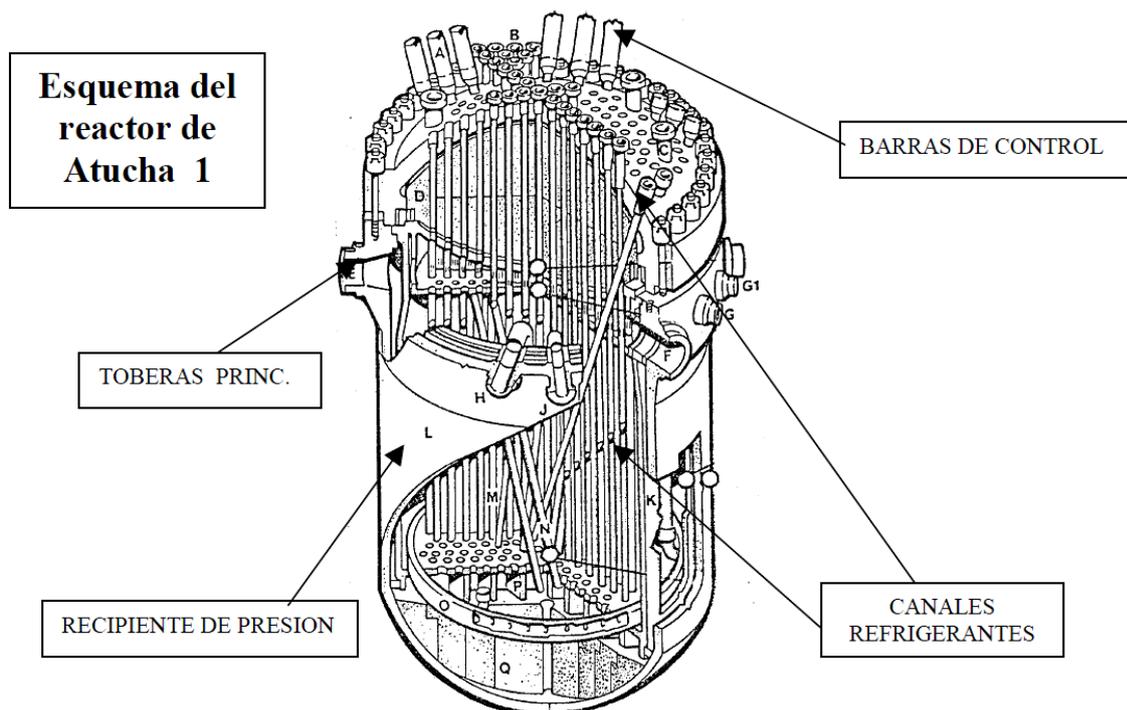


Figura 2.15 Esquema del reactor PHWR de Atucha I.

Descripción de los reactores refrigerados por gas GCR:

Los reactores refrigerados por gas GCR (*gas-cooled reactors*) usan uranio natural como combustible, grafito como moderador y dióxido de carbono CO₂ como refrigerante. El gas refrigerante fluye a través de los canales que tiene el núcleo acumulándose en la parte superior, de ahí va a los generadores de vapor que rodean al núcleo. El flujo del gas es forzado por sopladores y todo este conjunto está dentro de un recipiente de concreto.

La mayor ventaja de los GCR es su elevada eficiencia térmica llegando al 40%. El gas refrigerante cede su energía térmica en los generadores de vapor. Estos producen vapor de alta calidad a 540°C y 160 Kg/cm².

En el arranque el HTGR (*high temperature gas-cooled reactor*) se carga con un combustible mezcla de torio y uranio enriquecido. El torio se convierte en U^{233} y así se reemplaza parte del U^{235} que se va consumiendo. El reactor no es del tipo cría y en equilibrio en el núcleo están presentes los siguientes elementos: U^{233} físil, Th^{232} fértil, y el U^{233} reciclado y físil y el U^{238} .

El combustible son bicarburos de uranio y torio en forma de partículas, con una cobertura especial para evitar la liberación de productos de fisión. Con estas partículas se forman barras de 5cm de largo por 1,3 cm de diámetro usando carbono como aglutinante. Las barras a su vez se colocan en los huecos hexagonales del núcleo de grafito, siendo otros huecos del núcleo usados por las barras de control y para que fluya el refrigerante.

El diseño original es británico pero se dejaron de construir a partir del 1979 por su elevado costo. Se los denomina MAGNOX por las vainas de los elementos combustibles de los originales que eran de una aleación de magnesio, siendo el combustible uranio metálico. Los primeros diseños utilizaban un recipiente de acero de presión cubierto por un blindaje de hormigón. Luego se eliminó el recipiente de acero para sólo usar un cubierta de hormigón con el doble propósito de blindar la radiación y contener los gases.

El desarrollo de esta tecnología son los reactores tipo AGR (*advanced gas-cooled reactor*) Para aumentar la eficiencia térmica es necesario elevar la presión y temperatura del gas refrigerante, logrando núcleos más compactos y menos costosos. Al elevar la temperatura se sustituyen las vainas de los elementos combustibles de una aleación de magnesio a otra de acero inoxidable y el combustible empleado pasa a ser dióxido de uranio UO_2 enriquecido elevando la cantidad de U_{92}^{235} presente en el combustible. El moderador sigue siendo grafito y tanto el núcleo como los generadores de vapor y los sopladores del refrigerante están contenidos en un recipiente de hormigón que cumple la función de blindaje y contención.

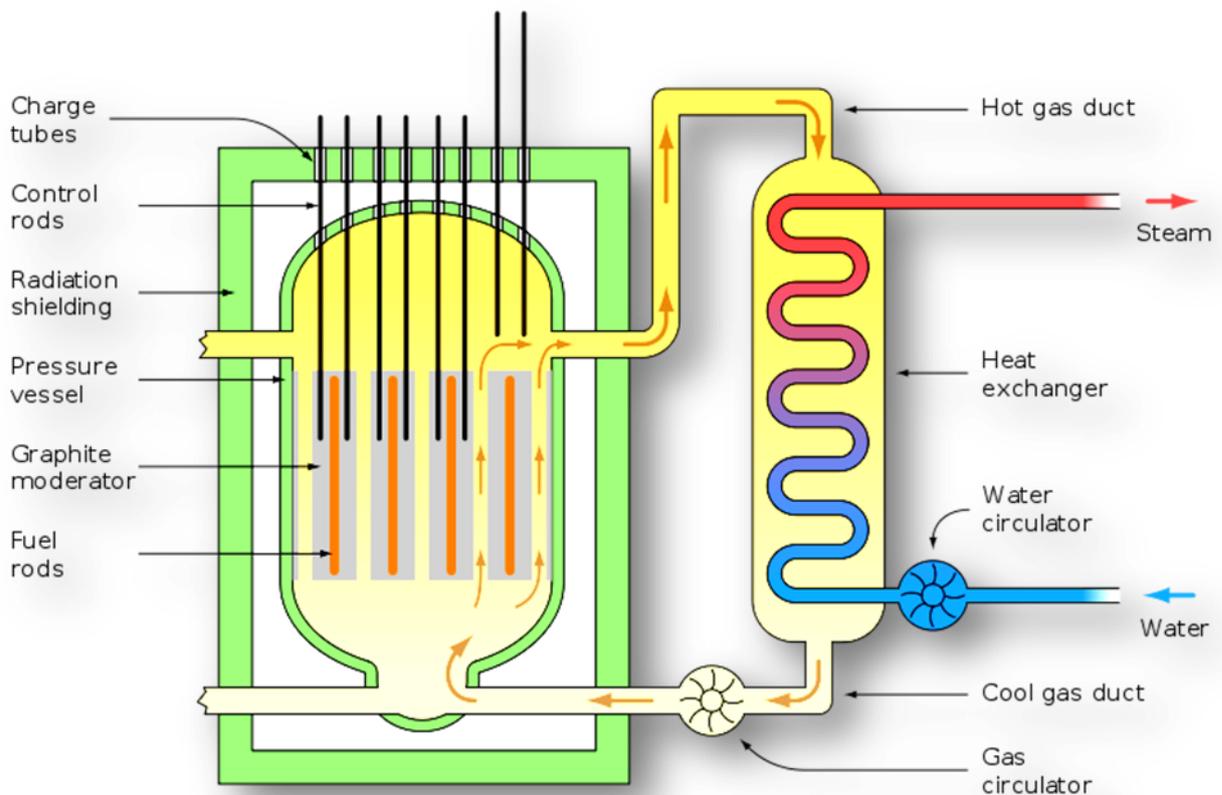


Figura 2.16 Esquema de un GCR tipo Magnox inglés.

La evolución del diseño original aún en desarrollo se basa en reemplazar el dióxido de carbono como refrigerante por helio dando lugar a los HTGR (*high temperatura gas cooled reactor*). El helio es un excelente refrigerante y además inerte, no obstante se contamina con gases producto de la fisión.

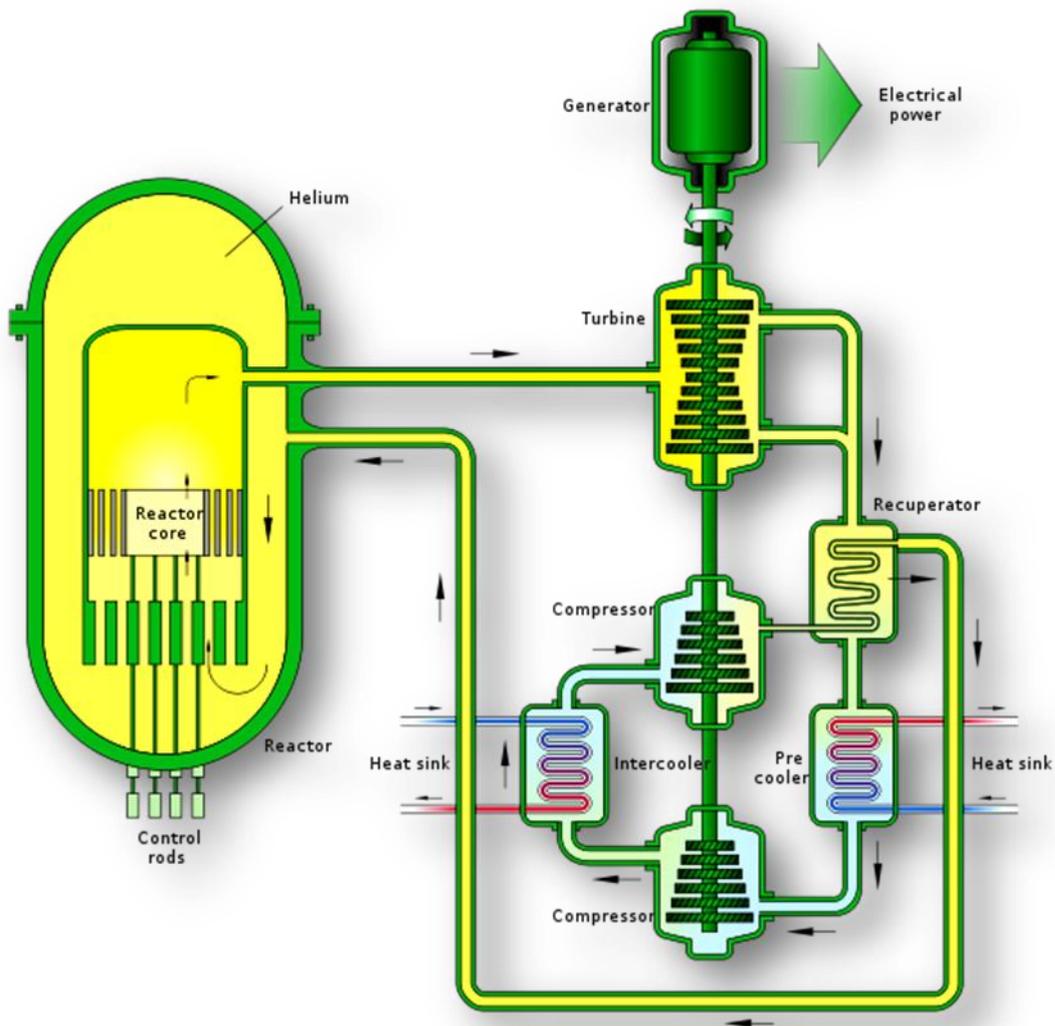


Figura 2.17 Esquema de un HTGR en base a helio como refrigerante en un ciclo de turbina de gas. El helio cuya temperatura es superior a 800°C fluye a través del núcleo y de ahí directamente a la turbina que es del tipo “turbina de gas”.

Descripción de los reactores de agua liviana como refrigerante y grafito como moderador LGR:

Los reactores del tipo LGR (*light water cooled, graphite moderate reactor*) usan agua como refrigerante y grafito como moderador, son rusos, y son denominados RBMK (*Reactor Bolshy Moshchmonstí Kanality*).

Los RBMK no tienen recipiente de presión. Los elementos combustibles se colocan en tubos a presión similares a los utilizados en los CANDU y estos tubos están alojados dentro del núcleo de grafito que es el moderador. Esto permite la recarga del combustible en operación y en consecuencia una elevada disponibilidad.

El sistema primario consiste en dos circuitos cerrados de circulación de agua que sale de los tubos presurizados y cede el calor en sendos generadores de vapor.

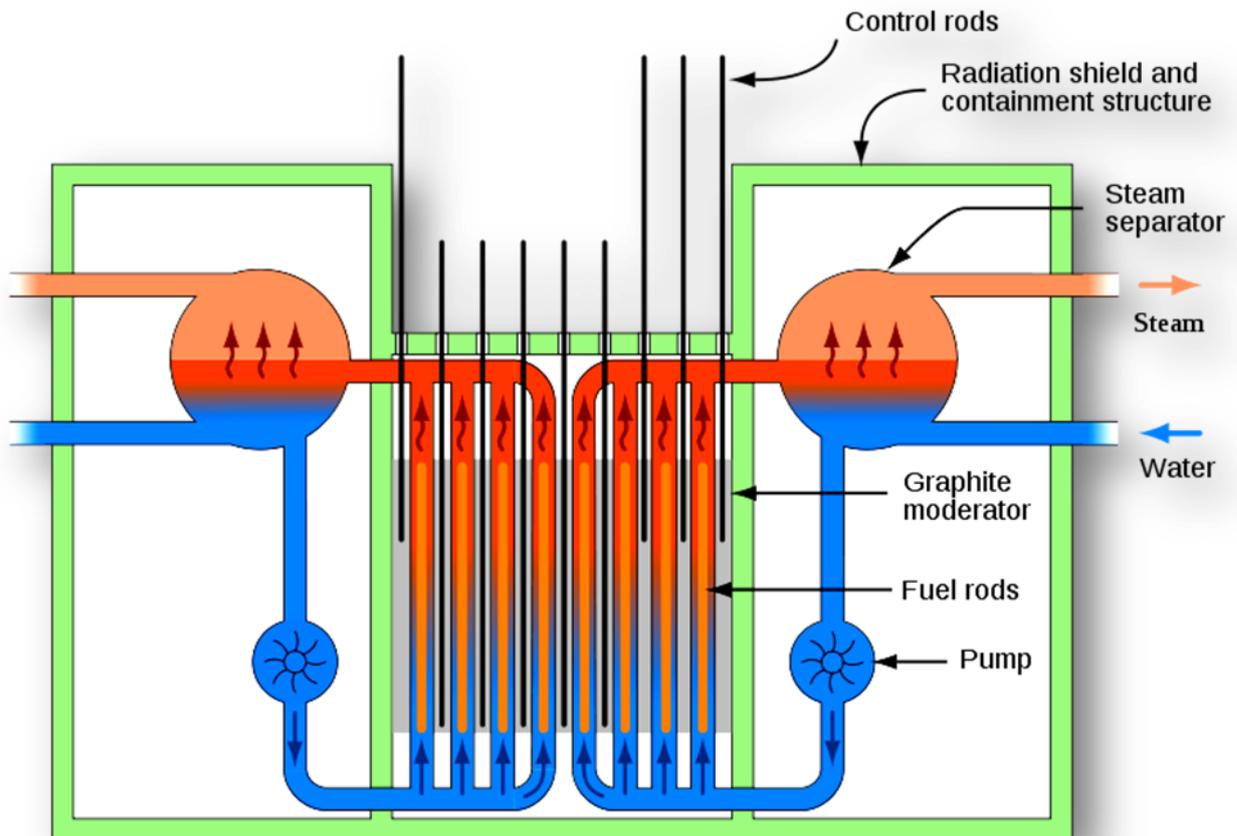


Figura 2.18 Esquema de un reactor RBMK.

El combustible utilizado es U^{235} enriquecido al 2 %. En la forma de dióxido de uranio UO_2 . Los elementos combustibles tienen la forma de barras cuya vaina es una aleación de níquel-zirconio.

El moderador es grafito en forma de bloques de diversas formas para configurar los canales donde se aloja el combustible, los elementos de control y por donde circula la refrigeración del moderador. Todo el conjunto está contenido en un cavidad hermética llena de una mezcla de nitrógeno y helio (70-90% He, 10 a 30 % N_2) con compresores, filtros y tanques que permiten contener hasta su decaimiento ciertos productos de fisión antes de su liberación a la atmósfera.

Dado el tamaño de estos reactores, debido al uso de grafito como moderador, y con la premisa de mantener reducido su costo, sólo el núcleo tiene un blindaje a los efectos de contener la radiación, pero no una estructura de hormigón de contención total del reactor, generadores de vapor y bombas.

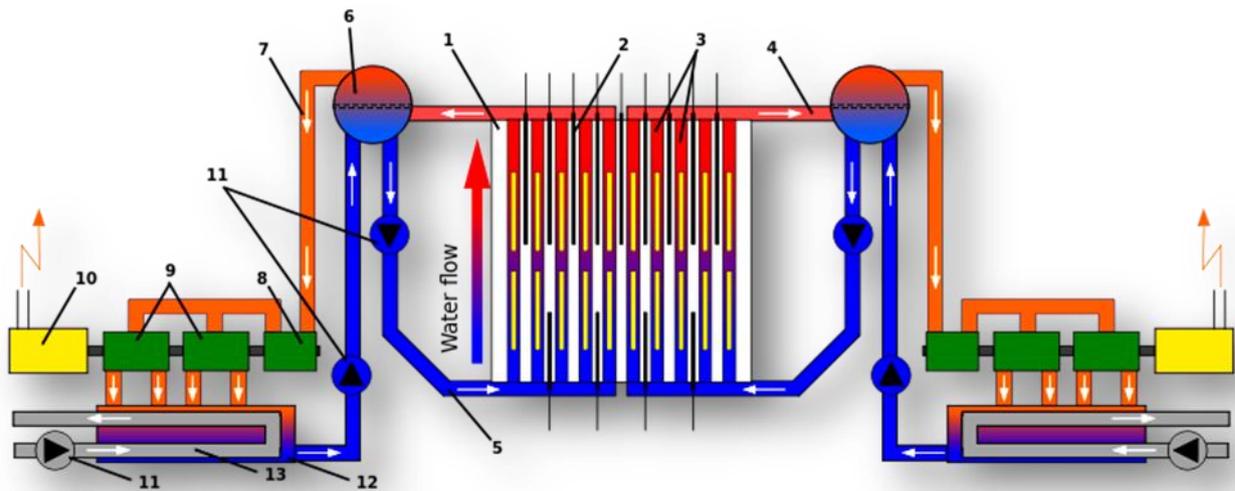


Figura 2.19 Central con reactor RBMK componentes: 1 núcleo de grafito, 2 barras de control, 3 canales de presión para las barras de control, 4 mezcla de agua vapor, 5 agua, 6 separador agua vapor, 7 entrada de vapor, 8 turbina de vapor de alta presión, 9 turbina de vapor de baja presión, 10 generador, 11 bomba, 12 condensador, 13 agua de refrigeración de río o mar.

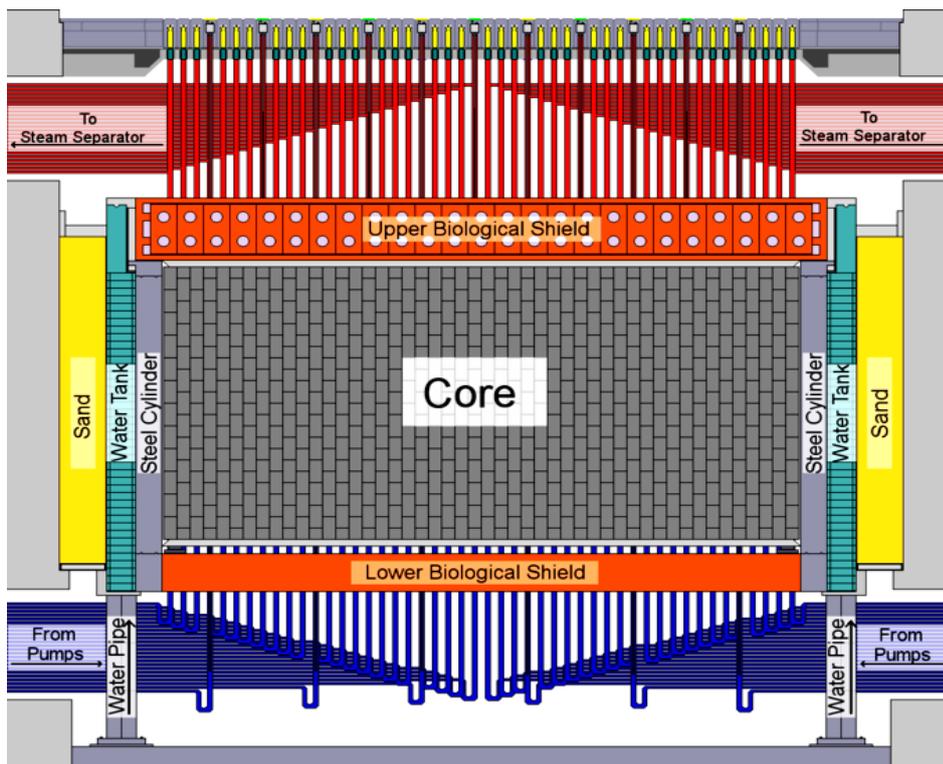


Figura 2.20 Reactor RBMK, se observa que sólo el núcleo está contenido en un recipiente de acero.

Como subproducto producen plutonio. Siendo tristemente célebres por el desastre nuclear en Chernóbil.

Reactores en construcción:

En la siguiente tabla se muestran los reactores en construcción al año 2010, observando que se siguen construyendo reactores de segunda generación mucho más que de tercera o tercera+.

Reactor designs	China	France	Japan	Republic of Korea	Russia	Other Countries	Total GW
Gen II							
CPR-1000 (Gen II)	18						19.4
CNP series (Gen II)	3						2.0
OPR-1000 (Gen II)				4			4.0
VVER series (Gen II)					7	4	12.3
Gen III							
APR-1400 (Gen III)*				2			2.7
ABWR (Gen III)			2			2	5.4
APWR (Gen III)			2				3.1
Gen III +							
AP-1000 (Gen III+)†	4						4.8
EPR (Gen III+)	2	1				1	6.6
Sub-total	27	1	4	6	7	7	
Total							60.3

Tabla 2.2 Reactores nucleares en construcción al 2010 de S&P Credit Research 2010.

La cuarta generación desarrollos que están en curso:

En la siguiente tabla se listan los ocho desarrollos bajo análisis de la cuarta generación.

	Neutron Spectrum (fast/thermal)	Coolant	Temperature (°C)	Pressure*	Fuel	Fuel Cycle	Size(s) (MWe)	Uses
Gas-cooled fast reactors	Fast	Helium	850	High	U-238†	Closed, on site	1,200	Electricity & Hydrogen†
Lead-cooled fast reactors	Fast	Lead or lead-bismuth	480–800	Low	U-238†	Closed, regional	20–180** 300–1,200 600–1,000	Electricity & Hydrogen†
Molten salt fast reactors	Fast	Fluoride salts	700–800	Low	UF in salt	Closed	1,000	Electricity & Hydrogen†
Molten salt reactor—Advanced high temperature reactors	Thermal	Fluoride salts	750–1,000		UO ₂ particles in prism	Open	1,000–1,500 30–150	Hydrogen†
Sodium-cooled fast reactors	Fast	Sodium	550	Low	U-238 & MOX	Closed	300–1,500 1,000–2,000 300–700	Electricity
Traveling wave reactors	Fast	Sodium	~510	Low	U-238 metal with U-235 igniter seed	Open	400–1,500	Electricity
Supercritical water-cooled reactors	Thermal or fast	Water	510–625	Very high	UO ₂	Open (thermal) closed (fast)	1,000–1,500	Electricity
Very high temperature gas reactors	Thermal	Helium	900–1,000	High	UO ₂ prism or pebbles	Open	250–300	Electricity & Hydrogen†

Tabla 2.3 Cuarta generación desarrollos en curso. Las presiones altas rondan 70 a 150 kg/cm², datos de World Nuclear Association, 2010.

Bibliografía:

Nuclear Safety by Gianni Petrangeli USA 2006 publicado por Elsevier Butterworth-Heinemann ISBN 13: 978-0-7506-6723-4

Risk and Safety by John Lee and Norman McCormick USA 2011 publicado por John Wiley & Sons Inc ISBN 9781-118-4346-2.

3. RIESGO Y SEGURIDAD EN PLANTAS NUCLEARES DE PRODUCCIÓN DE ENERGÍA ELÉCTRICA

Introducción. Riesgo y probabilidad. Límites de dosis.

El concepto de riesgo y seguridad en la plantas nucleoeléctricas es similar al concepto del yin-yang de la cultura china, ambos interactúan dinámicamente durante la vida de la instalación.

El riesgo está asociado a la probabilidad de la ocurrencia de un accidente, disparado por un evento inicial, y una posterior evaluación de las consecuencias del mismo, matemáticamente:

Riesgo = Probabilidad x Consecuencias

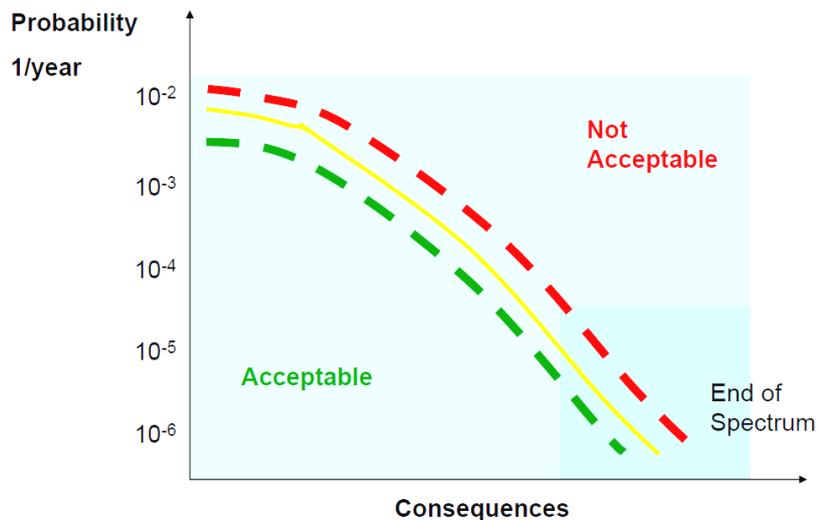


Figura 3.1 Probabilidad de riesgo en función de las consecuencias.

En general la capacidad humana de aceptar riesgos es inversamente proporcional a las consecuencias de los mismos. No obstante hay una serie importante de parámetros que también condicionan la aceptación de riesgos entre los cuales se destacan: la aceptación voluntaria o no del mismo, las consecuencias inmediatas o dilatadas en el tiempo, la reversibilidad o no, la existencia de alternativas para evitar el riesgo, las pequeñas o grandes incertezas asociadas, el conocimiento del mismo, la necesidad de exponerse al riesgo, la cantidad de personas que asumen o no dicho riesgo.

El objetivo de la seguridad nuclear, para una planta bajo estudio, apunta a realizar un análisis basado en una serie de principios generales entre los cuales se destacan los globalmente aceptados de: salud, seguridad y protección radiológica de los operarios y de los habitantes que rodean a la planta. Estos objetivos se dividen en tres grados grupos: los generales, los de protección radiológica, y los objetivos técnicos.

El objetivo general de la seguridad nuclear es proteger a los individuos, a la sociedad en su conjunto, y al medio ambiente de los riesgos radiológicos existentes en las instalaciones nucleares. El sistema de protección radiológica recomendado por la ICRP (Comisión Internacional de Protección Radiológica) se basa en los siguientes tres criterios fundamentales:

- Justificar la exposición.
- Optimizar la protección radiológica.
- Límite y restricciones de dosis.

La protección radiológica optimizada y la dosis en la persona representativa debe cumplir con la restricción de dosis pertinente. La persona representativa es un individuo hipotético o específico que recibe una dosis representativa de los individuos más expuestos de la población.

La dosis absorbida es la energía por unidad de masa de tejido, se mide en gray (Gy).

La dosis equivalente es la absorbida ponderada por la nocividad de las diversas radiaciones y se mide en sievert (Sv). Ver apéndice 1 página 166.

La dosis efectiva es la dosis equivalente ponderada por la susceptibilidad de daño de diferentes tejidos, se mide en sievert (Sv).

La dosis per cápita mundial debido a fuentes naturales de exposición es de 2,4mSv por año

El límite de dosis en el público se fijó en 1 mSv x año, de los cuales las restricciones de dosis se fijaron en 0,3 mSv x año dejando 0,7 mSv x año de margen para otras fuentes.

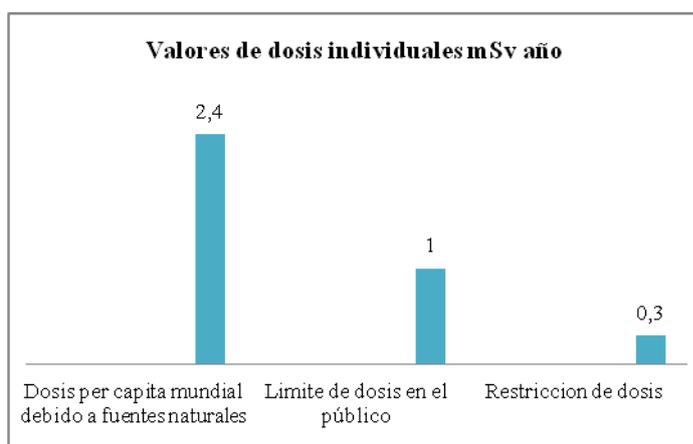


Figura 3.2 Valores de dosis permitidas en mSv año para el público.

La protección radiológica apunta a que los individuos expuestos a las diversas fuentes de radiación existentes en la planta bajo las distintas modalidades de funcionamiento de ésta y en condiciones de emergencia no reciban dosis de radiación superiores a las permisibles.

El objetivo técnico de la protección radiológica se enfoca en tomar medidas y acciones tendientes a evitar los accidentes y en caso de ocurrir estos mitigar sus consecuencias, asegurando con un alto grado de confianza que los accidentes básicos de diseño tendrán una probabilidad de ocurrencia muy baja y con consecuencias radiológicas dentro de los límites admisibles. En el caso de los accidentes severos el objetivo es lograr que su probabilidad de ocurrencia sea extremadamente baja.

En base a la Norma AR 10.1.1 se establecen los límites de dosis efectivas tal lo indica la tabla 3.1

Limites y restricción de dosis efectivas	mSv año
Trabajadores:	20mSv año (100mSv en 5 años promedio)
	150 mSv en el cristalino
	500 mSv en la piel
Trabajadora embarazada	2 mSv año en la superficie del abdomen
Menores de 18 años	No se admite exposición ocupacional
Público:	1 mSv año
	15 mSv año para el cristalino
	50 mSv año para la piel

Tabla 3.1 Norma AR 10.1.1 Norma básica de seguridad radiológica Rev. 3 (Boletín Oficial 20/11/2001).

En el diseño de una instalación clase I, tales como los reactores nucleares de potencia e investigación, debe asegurarse que la probabilidad anual de ocurrencia de una secuencia accidental, con implicancias radiológicas, para los trabajadores y la dosis efectiva resultante en el trabajador más expuesto no defina un punto en la zona no aceptable de la figura 3.3 izquierda. En el caso del público que la dosis efectiva en el grupo crítico y la probabilidad anual de secuencias accidentales no definan un punto en la zona no aceptable de la figura 3.3 derecha.

Puede simplificarse el tratamiento de las secuencias accidentales eligiendo una secuencia que represente a un grupo de ellas. Para ello se elige la secuencia accidental que dé lugar a la peor consecuencia radiológica en el grupo. A su vez se debe tener en cuenta la suma de las probabilidades anuales de ocurrencia de las secuencias accidentales que pueden afectar al grupo.

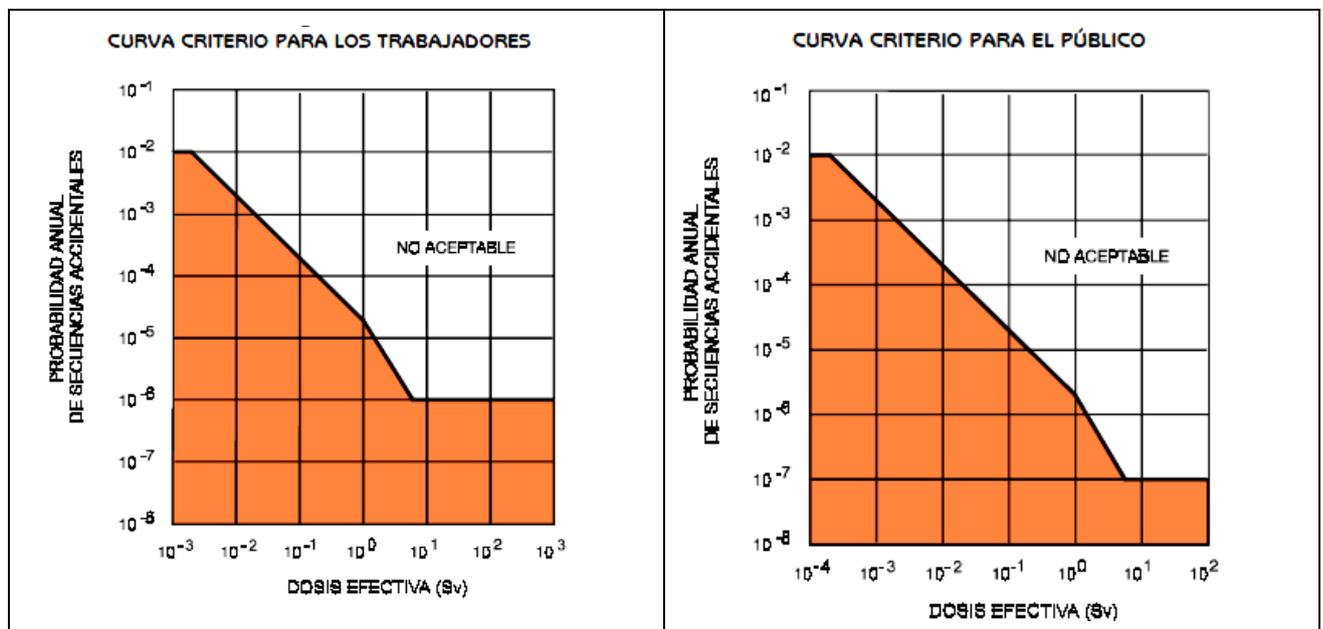


Figura 3.3 Norma AR 10.1.1 Curva criterio para trabajadores (izquierda) y público (derecha).

La tecnología y el conocimiento científico evolucionan permanentemente, la seguridad nuclear también lo hace, en consecuencia los requerimientos de seguridad varían para reflejar esta evolución.

Diseño de las plantas nucleares y su vínculo con la seguridad nuclear

El objetivo de este trabajo es analizar los diversos diseños de plantas nucleares y su relación con la seguridad alcanzada en las mismas.

Los puntos fundamentales a tener en cuenta son los siguientes:

- a) El diseño de una planta nuclear debe permitir su funcionamiento confiable, estable y fácil de operar; teniendo como primer objeto la seguridad y la prevención de accidentes.
- b) El principio de defensa en profundidad debe aplicarse al diseño. Esto implica la existencia de varias barreras que impidan liberar materiales radioactivos en forma no controlada al ambiente. La idea es que fallas o combinaciones de éstas que impliquen la liberación de material radioactivo no ocurran o que la probabilidad de ocurrencia sea muy baja, y en el caso de ocurrir implementar las medidas de mitigación correspondientes. Bajo el principio de protección radiológica de mantener la exposición de la población tan baja como sea posible se permite la descarga controlada y limitada de efluentes radiactivos al ambiente. Los límites deben ser los más bajos que puedan ser cumplidos por la instalación, de un modo razonable y económicamente posible.
- c) La tecnología utilizada en el diseño debe estar probada y calificada en base a la experiencia, el testeo, o ambas cosas a la vez.
- d) Considerar los factores humanos en la interrelación hombre-máquina vinculados con las tareas de operación.
- e) Minimizar la exposición a radiación y la liberación de material radioactivo.
- f) Un auditor independiente debe evaluar la seguridad en su totalidad para confirmar que la planta cumple con los objetivos y estándares de seguridad radiológica y nuclear.
- g) *Previamente a la solicitud de licencia, la Entidad responsable presentará a la Autoridad Regulatoria, con la antelación que ésta determine, la documentación técnica necesaria para que tal autoridad pueda evaluar la seguridad radiológica y nuclear de la instalación clase I (AR 0.0.1 rev 2 22/1/2002).*
- h) *Se debe identificar y analizar las eventuales fallas y secuencias accidentales del reactor nuclear de potencia que impliquen riesgos radiológicos y deben proveerse las funciones de seguridad necesarias para cumplir con los criterios radiológicos relativos a accidentes (AR 3.2.1 rev 2 año 2001 y AR 3.1.3 Criterios radiológicos relativos a accidentes en reactores nucleares de potencia, ver los límites indicados por la figura 3.3 dosis efectivas para el público).*
- i) El reactor y sus sistemas asociados deben diseñarse y construirse de manera que siempre se pueda parar rápidamente al reactor y mantenerlo en parada segura.
- j) Se debe minimizar la sensibilidad frente a fallas que puedan preverse.
- k) *Se debe cumplir con el criterio de falla única, de modo que una falla cualquiera no produzca consecuencias radiológicas, ni evite el funcionamiento adecuado de los sistemas de seguridad en caso de demanda.*
- l) La probabilidad de ocurrencia de fallas dependientes debe reducirse a valores tan bajos como resulte practicable, mediante una adecuada redundancia y segregación.
- m) Se debe asegurar que durante un accidente y por un lapso apropiado después de iniciado el mismo la acción del operador no sea indispensable para mantener la seguridad.

Dentro del diseño se establecen los requisitos que deben cumplir las estructuras, sistemas y componentes (ESC) en lo referido a la seguridad en la operación de la planta nuclear y ante eventuales incidentes la forma de prevenirlos como así mitigar sus consecuencias. Aquí surge la importancia de identificar los potenciales riesgos, los hechos desencadenantes, y sus probabilidades de ocurrencia.

La técnica basada en definir a priori una serie de hechos desencadenantes y los accidentes posteriores que la planta debe resistir se denomina método determinístico. Por otro lado el método probabilístico apunta a evaluar las probabilidades de varios accidentes en su conjunto.

Los hechos desencadenantes (PIE's *Postulated initiating events*) incluyen diversos factores aislados o combinados que afectan la seguridad de la planta.

Existen varios tipos de eventos tales como los que desencadenan accidentes severos, los que se deben a causas naturales no extremas, causas de origen humano, los accidentes convencionales de la planta que no implican la parte nuclear, los fenómenos meteorológicos extremos como tornados y huracanes, los movimientos sísmicos y tsunamis. Los accidentes graves son de baja probabilidad de ocurrencia pero implican una gran liberación de radiactividad al ambiente siendo necesario tomar medidas en el diseño para evitarlos y mitigarlos.

Desde el punto de vista técnico se debe mantener las fuentes radiactivas bajo control técnico y administrativo, en caso de fallar el primer objetivo, limitar la exposición a las personas y la liberación de material radioactivo al ambiente. Para lograr esto se debe realizar una evaluación exhaustiva de la seguridad, identificando todas las posibles fuentes de radiación, el grado de exposición a las mismas y los efectos de la liberación al ambiente.

En el diseño y disposición de la central deberán adoptarse medidas adecuadas para reducir al mínimo la exposición y contaminación resultante de todas las fuentes radiactivas. Tales medidas incluyen un diseño adecuado que minimice la exposición durante las tareas de mantenimiento e inspección, blindaje contra radiación directa y dispersa, ventilación y filtración, limitación de la activación de los productos de corrosión, medios de vigilancia radiológica, control de accesos, e instalaciones adecuadas de descontaminación.

El diseño de los blindajes deberá hacerse de modo que los niveles de radiación en las zonas de operación no superen los límites establecidos, facilitando las tareas de mantenimiento e inspección, siempre bajo el criterio de lograr la mínima exposición posible (*ALARA as low as reasonably achievable*).

La disposición y los procedimientos de la planta deberán permitir el control de acceso a las zonas con radiación y a las de contaminación potencial, minimizando la contaminación resultante del tránsito de materiales radiactivos y del personal en el interior de la planta.

Se debe disponer de equipos para asegurar la vigilancia radiológica en las situaciones operacionales, en accidentes básicos de diseño y cuando sea posible en accidentes graves dentro y fuera de la planta.

El análisis se focaliza en evaluar primeramente los diversos modos de operación de la planta, la performance de la misma ante diversos eventos, postular una serie de accidentes básicos de diseño (*DBA design basic accidents*) y sus consecuencias, junto a una serie de hechos que pueden desencadenar un accidente grave. Actualmente también se plantea un análisis de eventos que van más allá de los básicos de diseño para evaluar su probabilidad de ocurrencia, junto a determinar qué factores aportan más a dicho riesgo.

No obstante las medidas que se implementen siempre existe la probabilidad de un accidente con liberación de radiación al ambiente, en este caso se toman medidas para que las consecuencias radiológicas sean tan mínimas como sea posible y se tomen acciones que mitiguen su ocurrencia. Esto implica establecer medidas de seguridad basadas en conceptos de ingeniería, de manejo de accidentes dentro de la planta y medidas externas de intervención.

El principio de seguridad que subyace en el diseño de las plantas es que los accidentes con grandes escapes de radiación deben ser muy poco probables y que los incidentes, más probables, no deben implicar riesgos de escape de radiación.

Defensa en profundidad

El concepto de defensa en profundidad se aplica a todas las actividades vinculadas con la seguridad tales como las organizacionales, de comportamiento humano, de diseño y operación. La idea es que haya una superposición de medidas de seguridad que ante un evento inicial eviten su propagación, lo compensen o mejor lo corrijan. Este enfoque ha sido desarrollado a partir de 1988 y gracias al mismo muchos eventos iniciales tanto de operación, falla de equipos, errores humanos y eventos externos a la planta se estudian, se tienen en cuenta y controlan.

Hay cinco niveles de defensa en el diseño de una planta:

Primer nivel: se establece para evitar el funcionamiento fuera de lo normal y falla en los equipos y sistemas. Esto implica que la planta sea diseñada, construida, mantenida y operada de acuerdo a las mejores y más seguras prácticas disponibles, aplicando el concepto de sistemas redundantes, independientes y diversos. Se requiere un diseño adecuado empleando los mejores materiales, con un exhaustivo control de fabricación y de construcción de la planta. El diseño adecuado permite ante un evento inicial reducir las consecuencias del mismo determinando a su vez los requerimientos de operación y mantenimiento de la planta.

Segundo nivel: sirve para detectar y evitar desviaciones respecto del normal funcionamiento de la planta, evitando así que un evento inicial pase a convertirse en un accidente. Esto implica la utilización de sistemas de seguridad y procedimientos de operación que prevengan o minimicen las consecuencias de los eventos iniciales.

Tercer nivel: aquí se asume que ciertos eventos no han podido ser controlados en los dos niveles anteriores. Si bien la probabilidad de estos hechos (DBA *design basic accidents*) es muy baja, implican riesgos no admisibles y debido a esto se implementan medidas y sistemas (diseño a prueba de fallas) tales que permitan controlar la planta, un apagado seguro de la misma y mantener como mínimo una barrera de contención.

Cuarto nivel: aquí el objetivo es reducir al mínimo posible el escape radioactivo ante un accidente severo. Esto implica proteger las barreras de contención, evitar la propagación de accidentes, y la mitigación de sus consecuencias.

Quinto nivel: a esta altura la idea es mitigar las consecuencias del escape radioactivo. Implica establecer un centro de emergencias bien equipado, planes de evacuación y respuesta ante la emergencia.

La defensa en profundidad establece una serie de barreras físicas para confinar al material radioactivo.

Requerimientos técnicos de diseño

Todo diseño que implemente el concepto de seguridad en profundidad requiere cumplir una lista de objetivos básicos tales como:

- 1) Implementar una serie de múltiples barreras físicas para evitar la liberación fuera de control de materiales radioactivos.
- 2) El diseño debe ser conservador y la construcción de la mejor calidad para minimizar las posibles fallas y así prevenir accidentes.
- 3) Permitir lograr el control de la planta luego de darse un eventual evento inicial utilizando elementos de control inherentes a la misma, evitar los transitorios no controlados.
- 4) Implementar sistemas adicionales de control pasivos y activos que minimicen las acciones a tomar por los operadores ante el comienzo de un evento.
- 5) Limitar dentro de lo posible los accidentes mediante sistemas y procedimientos de control.

6) Proveer de múltiples formas de asegurar que las funciones básicas de seguridad tales como el control de reactividad, eliminación de calor del núcleo, y confinamiento del material radioactivo se mantengan operativas aún en situación de emergencia

Para asegurar los seis puntos arriba mencionados el diseño debe, dentro de los límites prácticos, evitar riesgos a la integridad de las barreras, la falla de una barrera, y por último la falla de una segunda barrera como consecuencia de la falla de otra barrera. Debe a su vez evitar que un evento escale más allá del segundo nivel y considerar que la planta debe operar con todos sus niveles de seguridad operativos.

Funciones de seguridad

Para que el objetivo de seguridad pueda cumplirse ciertas funciones deben estar operativas durante los diversos modos de funcionamiento de la planta, luego de un accidente de diseño y finalmente para un grupo preseleccionado de accidentes más allá de los de diseño considerados. Estas funciones de seguridad son el control de reactividad, eliminación de calor del núcleo, y confinamiento del material radioactivo.

Para cada evento de inicio deben analizarse los sistemas involucrados y los componentes necesarios para satisfacer los niveles de seguridad requeridos. La sensibilidad de la planta ante un evento de inicio o disparador debe ser la mínima posible.

Requerimientos de diseño y su clasificación desde el punto de vista de la seguridad

Todos los sistemas, estructuras, y componentes vinculados a la seguridad deben ser identificados y clasificados en función de su importancia y deben recibir un mantenimiento adecuado de forma tal que su confiabilidad se mantenga en el tiempo. Esta clasificación se basa en métodos determinísticos complementados con métodos probabilísticos que tienen en cuenta factores como la función del ítem, las consecuencias de su falla, como afecta ésta a la seguridad y el tiempo que transcurre entre el evento inicial y un nuevo requerimiento de funcionamiento. Debe haber interfases que separen los diversos sistemas y niveles de seguridad para evitar que una falla en un sistema menos seguro se propague a otro más seguro.

Límites de diseño y modos de operación

Los límites de diseño son los parámetros físicos básicos de operación de cada estructura, sistema o componente (ESC) especificados para los diversos modos de operación y durante los accidentes contemplados de diseño.

Cuando ante un evento inicial se requiere una acción urgente, la misma debe dispararse en forma automática. En cambio si hay tiempo la respuesta puede ser manual. Todo el equipamiento necesario para la respuesta manual debe ubicarse en forma adecuada y accesible al operador bajo las condiciones medioambientales imperantes al producirse el evento en cuestión.

En el caso de los accidentes severos éstos, si bien son muy improbables, están más allá de las consideraciones de los accidentes básicos de diseño y pueden ocasionar múltiples fallas poniendo en riesgo varias barreras de confinamiento. Para evaluar este tipo de accidentes se usan criterios ingenieriles, basados en las mejores presunciones, y probabilísticos (ha habido muy pocos accidentes severos en el mundo como para realizar un análisis del tipo determinísticos) que permiten estimar como se desarrollan los mismos. Los métodos de evaluación de accidentes severos consideran los siguientes puntos principales:

- 1) Identificar las secuencias de eventos que conduzcan al accidente severo usando métodos probabilísticos, determinísticos y criterio ingenieril.
- 2) Definir que secuencia de eventos, que conducen al accidente severo, se elegirán para ser contemplados en el diseño de la planta.

- 3) Cambios potenciales en el diseño que minimicen la probabilidad de accidentes severos.
- 4) Considerar el uso de sistemas no originalmente previstos para funciones de seguridad, en forma temporaria, que ayuden a controlar la planta ante un accidente.
- 5) En el caso de plantas múltiples el uso de otra planta para poder controlar la planta que sufrió el accidente.
- 6) Gerenciamiento de los procedimientos ante un accidente severo, considerando los posibles y diversos escenarios.

Confiabilidad de estructuras sistemas y componentes

Las estructuras, sistemas y componentes vinculados a funciones de seguridad deben diseñarse considerando que deben resistir, con un cierto grado de confiabilidad, todos los eventos iniciales que han sido identificados.

En el caso de fallas debidas a una causa en común se tienen que aplicar los principios de diversidad, redundancia e independencia que permiten lograr el grado de confiabilidad requerido.

El criterio de la falla única debe aplicarse a cada grupo de equipamiento de seguridad que se va a implementar en la planta. Cumplir con este criterio implica que todas las posibles consecuencias dañinas desencadenadas luego de un evento inicial ocurren, siendo a su vez la configuración del sistema la peor posible, y no obstante esta conjunción de factores, la función de seguridad debe seguir activa.

El concepto de seguridad a prueba de fallas debe implementarse en el diseño de sistemas importantes para la seguridad, tal es el caso en que si un sistema o componente falla el mismo debe dejar de operar pasando a modo seguro sin ninguna acción adicional.

El factor humano

El diseño debe ser amigable con el operador, basado en un criterio ergonómico, que asegure la accesibilidad a las diversas áreas de control, la información adecuada para la toma de decisiones, tanto en la faceta de operación normal de la central como en el manejo de un accidente.

El diseño tiene que apuntar a que el operador pueda tomar las decisiones correctas en un lapso de tiempo razonable, evitando toda decisión apresurada.

Otros elementos de diseño

En general los sistemas de seguridad no se comparten entre reactores de una misma planta.

Todas las plantas deben tener rutas rápidas de escape.

Deben implementarse sistemas de comunicación y alarma para poner en aviso a todo el personal fundamentalmente ante un accidente.

El acceso a la planta debe ser controlado y restringido.

Ante los múltiples sistemas de seguridad que pueden actuar, debe analizarse cómo interactúan entre ellos.

Un especial análisis debe hacerse respecto de la vinculación eléctrica de la planta con la red, ya que ante una falta total de energía externa se afecta la seguridad de la planta.

Debe también considerarse en la etapa del diseño que la planta, luego de transcurrir su vida útil, será cerrada y desmantelada. Aquí resulta de fundamental importancia la elección de los materiales con los cuales se construirá la planta, analizar los tipos de residuos que se generarán,

la cantidad de desechos radiactivos, los lugares de almacenamiento y otros factores vinculados con el desmantelamiento de la misma.

Análisis de riesgo

Al diseño de la seguridad de la planta se lo somete a dos tipos de análisis: el primero determinístico y el segundo probabilístico. En base a los resultados obtenidos se verifica que los niveles de seguridad se cumplan, se corroboran límites a la liberación de productos radioactivos, dosis de radiación admisible según el tipo de planta y por último se confirma que el principio de defensa en profundidad se cumpla.

En general se aplican programas de computación previamente validados y prestándole mucha atención a los niveles de incertezas involucrados.

La aproximación al análisis de *riesgo determinista* incluye los siguientes puntos principales:

- 1) Confirmar que la futura planta cumpla con límites y condiciones operacionales del funcionamiento normal.
- 2) Caracterizar todos los eventos iniciales necesarios para el diseño y ubicación de la planta.
- 3) Análisis y evaluación de los eventos que desencadena cada uno de los eventos iniciales.
- 4) Comparar los resultados obtenidos con los límites permitidos de contaminación radiológica, y con los límites de diseño.
- 5) Establecer y confirmar los límites de diseño.
- 6) Demostrar que el gerenciamiento de la planta ha previsto las acciones a tomar ante los eventos iniciales y los accidentes básicos de diseño, preferentemente de manera automática, por parte de los sistemas de seguridad en combinación con las acciones del operador.

Las aplicaciones empleadas en este proceso deben verificarse, al igual que las presunciones, métodos empleados, y nivel de posición conservadora adoptado en el diseño. Los análisis se deben actualizar periódicamente en base a los avances de la técnica y cuando se cambia sustancialmente la configuración de la planta.

Por otro lado y en forma complementaria el *análisis probabilístico* se enfoca en:

- 1) Proveer un análisis sistemático que brinde confianza en que la planta, como un todo, cumple con los objetivos generales de seguridad.
- 2) Demostrar que ningún evento inicial aporta una gran contribución al nivel de riesgo de la planta, siendo los dos primeros niveles de seguridad los pilares fundamentales en donde descansa la seguridad de la misma.
- 3) Verificar que apartamientos marginales en los parámetros de operación normal no den lugar a un funcionamiento anormal de la planta.
- 4) Justificar las probabilidades de ocurrencia de accidentes severos del núcleo, con gran cantidad de material radioactivo expulsado al medio ambiente. En particular el análisis de la probabilidad de rotura temprana de la estructura de contención final.
- 5) Justificar las probabilidades de ocurrencia de riesgos derivados de amenazas externas a la planta en particular.
- 6) Verificar si los procedimientos de emergencia son los adecuados.
- 7) Verificar que el nivel de riesgo probabilístico esté dentro del entorno esperado.

Los primeros diseños y su evolución

Antes de poder encarar los requerimientos de diseño actuales para los diversos sistemas que componen a una planta nuclear es interesante ver cómo fueron los primeros diseños y cómo, en base a experiencias, se fueron mejorando.

El primer reactor fue construido por Enrico Fermi en Chicago en 1942, el núcleo estaba compuesto por 57 capas de grafito-uranio, las barras de control eran de cadmio y los sistemas de seguridad eran solo dos: unas barras de control que, de ser necesario, caían por gravedad al cortar una soga con un hacha y unos baldes que contenían sulfato de cadmio que se vertían, llegado el caso, sobre el núcleo.

Vemos que faltaban dos sistemas hoy considerados básicos de seguridad como el enfriamiento del núcleo luego de detenerlo y el confinamiento del material radioactivo.

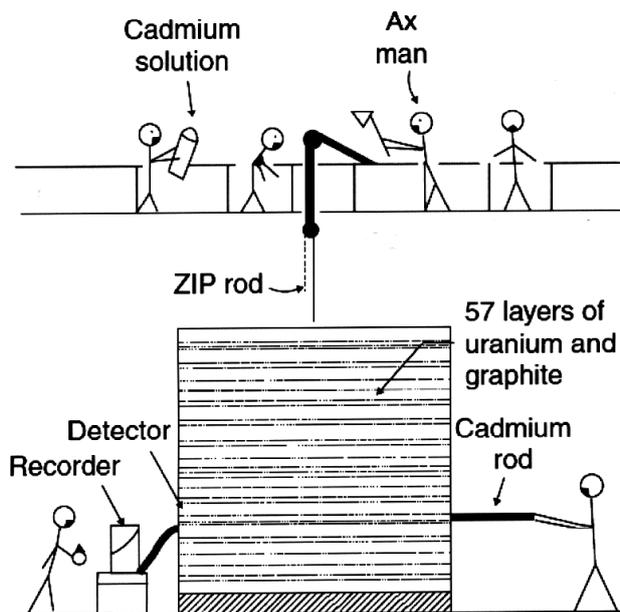


Figura 3.4 El primer reactor nuclear construido el dos de diciembre 1942 y sus elementos de seguridad.

La siguiente evolución en cuanto a medidas de seguridad apuntó a solucionar los siguientes problemas:

- 1) Los ciclos abiertos de refrigeración del núcleo y los recipientes no presurizados.
- 2) El almacenamiento de material radioactivo en forma no segura tales como en tanques de acero enterrados que con el tiempo se corroían y tenían pérdidas.
- 3) El almacenamiento del combustible quemado en piletas llenas de agua con pérdidas.

A partir de 1960, en los países occidentales, estaba impuesto el criterio básico de seguridad que implica que *los reactores deben ubicarse en un recipiente que los contenga a prueba de fugas y pérdidas*. La presión de diseño del recipiente de contención debe soportar la pérdida total del refrigerante primario y parte del secundario sin verse afectado. Luego se incorporó el concepto de que todo el circuito primario de refrigeración debía estar dentro de la estructura de contención, así en el hipotético caso de una rotura (tipo guillotina) de un caño principal del circuito de refrigeración primario todo el líquido, que se convierte en vapor, debe ser contenido dentro del recipiente. Este accidente básico de diseño tiene una bajísima probabilidad de ocurrencia de 1 en 10000 años-reactor ya que un caño puede perder, sufrir una fisura, corroerse, pero casi nunca romperse; y en el caso hipotético de romperse hay que considerar que lo hará en el peor lugar.

Esta hipótesis a los efectos del diseño es tan severa que cubre muchas otras que pueden darse como la rotura de una válvula, bulón, y caños menores.

En la ex Unión Soviética el criterio no era tan estricto, requiriendo que el núcleo, contenido en un recipiente de presión, este confinado en una estructura de contención no así el resto del circuito primario y secundario de refrigeración. La idea subyacente era que la rotura de un caño de refrigeración primaria era totalmente improbable.

Estos dos puntos de vista marcaban diferencias conceptuales y éstas se notaban más al no estar claro en occidente que tipos de accidente había que tener en cuenta en el diseño de la planta. En general se recurría a una serie de expertos que definían los peores tipos de accidente que la planta debía resistir tales como la rotura de un caño de refrigeración primario (este criterio se sigue aplicando actualmente), y una serie de eventos iniciales junto a un criterio conservador de posibles fallas, tal el caso de fallas únicas, que desencadenen accidentes. En base a esto surgieron sistemas adicionales de seguridad como el sistema de inyección de agua de refrigeración, el sistema de apagado seguro del reactor con la consecuente extracción de calor residual. Como siempre existían dos grandes grupos: los que consideraban a estas medidas de seguridad excesivas y costosas, y el otro grupo que las consideraba necesarias e insuficientes dados los riesgos involucrados. La IAEA define el criterio de falla única como la falla que produce la pérdida de capacidad de un componente de desempeñar la función de seguridad que se le había asignado y cualquier falla que se produce como consecuencia de la falla inicial. Las fallas de causa común son las fallas de dos o más estructuras, sistemas o componentes debido a un suceso único o a causa de características específicas.

Por ejemplo no se sabía en 1960 que las vainas del material combustible Zircaloy reaccionan a una relativa baja temperatura con el agua del refrigerante en forma catalítica produciendo gran cantidad de hidrogeno que es inflamable, menos aún que se pueden deformar plásticamente y tapar los conductos de refrigeración haciendo que el núcleo suba aún más su temperatura.

Para 1970 se estudió el fenómeno que implica que la ruptura de un caño principal primario no solo implica la pérdida de refrigerante primario sino también el daño a una serie de cañerías cercanas dando así comienzo a una serie de fallas en cadena.

Estas conclusiones presionaron a los organismos de control a requerir más sistemas de seguridad para poder cubrir los accidentes conocidos y muchos otros desconocidos. Surgió la necesidad de contemplar accidentes desencadenados por causas naturales como terremotos, huracanes y tsunamis, como por hechos humanos. Esto implicó mayores costos en la instalación de plantas nucleares, con mayores medidas de seguridad, en plantas más complicadas, pero bajo el mismo tipo de diseño básico establecido. La industria se opuso a esto hasta que sucedió el accidente de Three Mile Island.

Los criterios para ubicar las plantas, en forma independiente de los criterios para diseñarlas, son muy diferentes en Estados Unidos que en Europa Occidental, básicamente por la falta de espacio en esta última región.

El criterio americano se basa en los siguientes conceptos:

- 1) Establecer una zona de exclusión en los alrededores de la planta, nadie puede asentarse, perforar el terreno o trabajar.
- 2) Una segunda zona de baja población que pueda, llegado el caso, ser rápidamente evacuada.
- 3) La cantidad de material radioactivo que puede liberar la planta está limitada en función de su potencia.
- 4) Una dosis máxima de 250mSv para el cuerpo entero de un adulto o 3mSv para la tiroides de los niños luego de dos horas del accidente en el borde interno de la zona de exclusión.
- 5) Las mismas dosis que en el punto anterior para todo lo que dure el accidente en el borde externo de la zona de exclusión.

La zona de exclusión se estableció en un radio de un kilómetro de la planta y la zona de poca población hasta cinco kilómetros de la planta.

Este criterio se basa en la hipótesis de accidente con liberación del siguiente material radioactivo del núcleo:

Del yodo I_{131} contenido en el núcleo un 25% se libera a la atmósfera, otro 25% se deposita en el circuito primario, y permanece en el núcleo el 50% restante. Del 25% que se libera a la atmósfera un 91% es yodo elemental, 5% es yodo en forma de partículas y el 4% restante es yodo orgánico (metil-yodo).

Los gases nobles quedan atrapados en la estructura de contención.

Surge así que el criterio para definir el sitio de emplazamiento se base en la potencia de la planta y en forma menos directa en la hipotética liberación de productos radioactivos al ambiente.

En Europa Occidental el criterio es diferente contemplando como un todo el sitio de emplazamiento junto al diseño de la planta en sí. Por ejemplo si una planta no se puede emplazar en un determinado sitio porque ante un accidente de diseño se excederían los límites previstos de radiación, se la podrá rediseñar mejorando la seguridad para que cumplan con los límites de radiación establecidos.

Las dosis de radiación admisibles dependen de cada país, pero en general se aceptan valores de 5mSv para la gente fuera de la zona de exclusión para los hipotéticos accidentes básicos de diseño, pudiendo elevarse a 10mSv en cierto tipo de accidentes.

Siguiendo la evolución desde 1970 hasta antes del accidente en Three Mile Island, en el año 1979, hubo tres hitos importantes que produjeron cambios en materia de seguridad nuclear:

- 1) La defensa contra eventos iniciados por causas no naturales
- 2) El informe Rasmussen y el WASH 1400
- 3) La introducción de los métodos de calidad asegurada (QA *Quality Assurance*) en el diseño, construcción y operación de las plantas nucleares.

La defensa contra eventos iniciados por causas no naturales es más conocida como defensa de la estructura de contención ante la caída de un avión. Fue desarrollada en Alemania a partir de 1960 debido a las frecuentes caídas de aviones de combate Lockheed Starfighter. Luego a partir de 1970 con el recrudecimiento de las actividades terroristas se concluyó que la misma protección contra la caída de un avión puede brindar protección ante cierto tipo de ataque terrorista con misiles y explosivos. Hay que tener presente que este tipo de protección toma como parámetro de diseño un avión de no más de 20 toneladas, no un Jumbo cuyo peso puede superar las 350 toneladas.

El informe Rasmussen publicado en 1975 con el auspicio de la NRC (*Nuclear Regulatory Commission* de Estados Unidos) fue el primer estudio general de todos los accidentes concebibles y catastróficos con sus probables ocurrencias en una central nuclear. El reporte y los que lo siguieron han sido cuestionados, pero siguen siendo una referencia básica para el análisis de riesgo y seguridad de las centrales nucleares. Los resultados del informe no pueden ser utilizados en forma aislada sino como complemento de la experiencia y de sólidos conocimientos de ingeniería. El gran avance fue incluir hipotéticos accidentes severos que nunca antes fueron considerados en el diseño de las plantas, hasta que pasó lo que pasó en Three Mile Island.

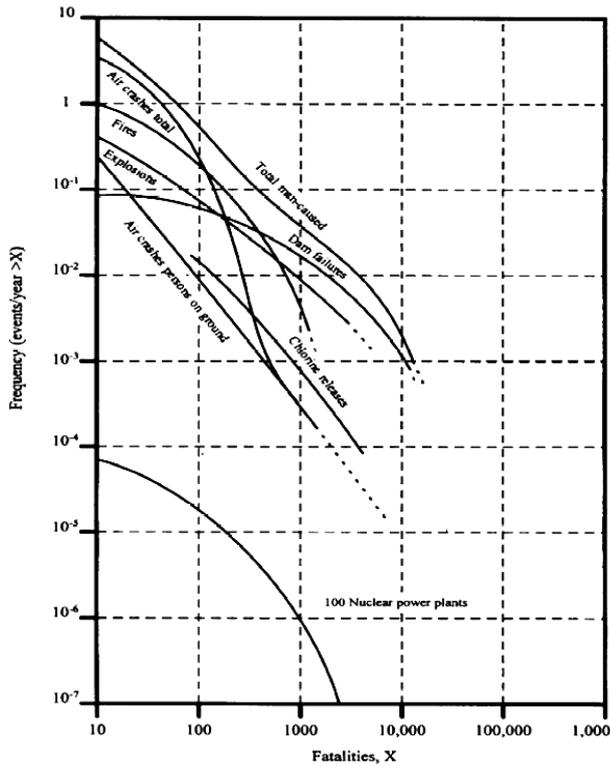


Figura 3.5 Frecuencia de eventos causados por el hombre que producen muertes según el informe WASH 1400 NRC 1975. Se grafican las muertes por accidentes nucleares para 100 plantas, las catástrofes aéreas que afectan a personas en tierra, la liberación de cloro gaseoso, las explosiones, los incendios, las catástrofes aéreas incluyendo pasajeros y gente en tierra y por último el total de muertes como suma de todos los posibles accidentes.

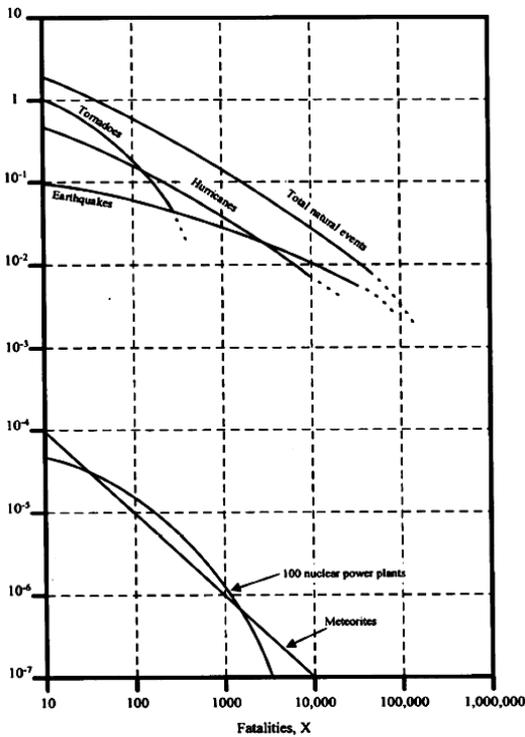


Figura 3.6 Frecuencia de eventos naturales que producen fallecimientos según el informe WASH 1400 NRC 1975 (100 plantas nucleares, meteoritos, terremotos, huracanes, tornados y total como suma de causas naturales).

Por último la introducción de la calidad asegurada hace hincapié en que la calidad de un producto no se logra controlando al producto terminado, sino controlando al proceso de producción en sus diversas etapas. Esto mejoró sensiblemente la calidad de productos y materiales utilizados en las centrales nucleares.

El accidente de Three Mile Island

En marzo de 1979, luego de un típico transitorio en la operación de un reactor de la central ubicada en Three Mile Island en Estados Unidos una válvula emplazada en la parte superior de un presurizador se abrió y se trabó en posición abierta, provocando una pérdida continua de refrigerante primario. Esto, debido al tiempo en que la válvula permaneció abierta, redujo a cero la presión del refrigerante en el núcleo del reactor y dejó fuera de servicio a un presurizador.

El núcleo del reactor en parte se fundió, desprendiendo material radioactivo e hidrógeno, no obstante, no hubo grandes escapes radioactivos al ambiente gracias a la estructura última de confinamiento, cuya utilidad muchas veces fue previamente cuestionada.

Este accidente puso de manifiesto la actitud negligente o demasiado optimista de los operadores de la central. Los accidentes ocurren y para evitarlos resulta necesaria una actitud responsable y proactiva respecto de la seguridad.

El accidente cambió la forma de ver la seguridad en las plantas nucleares en occidente, y las previsiones, que muchas veces fueron consideradas innecesarias, comenzaron a aplicarse. Tal el caso del recipiente de confinamiento a prueba de pérdidas que comenzó a ser considerado como un medio válido de sobrellevar accidentes no previstos.

Las enseñanzas que dejó el accidente de TMI fueron muchas, pero las que más se destacan son dos: el concepto de defensa en profundidad y la cultura de seguridad. *Respecto de la cultura de seguridad ésta se define como una serie de conceptos, convicciones y comportamientos en los cuales la seguridad es lo primero.*

Luego del accidente en Three Mile Island (1979), junto con el informe Rasmussen (1975) muchos países comenzaron a considerar a los accidentes severos en el diseño de las centrales nucleares.

Un accidente se lo considera severo cuando sus consecuencias exceden a las de los accidentes básicos de diseño para los cuales los sistemas de seguridad de la planta han sido diseñados. Se debe evitar que la temperatura del núcleo exceda los 1200°C, que las vainas de material combustible se oxiden más de un 17% y fundamentalmente que la radiación liberada no exceda los límites impuestos por la legislación vigente.

En general el límite de los 1200°C surge ya que a partir de esta temperatura las vainas de Zircaloy comienzan una reacción catalítica exotérmica automantenida emitiendo gran cantidad de hidrógeno que es explosivo.

Según la IAEA los accidentes severos son peores que los básicos de diseño y provocan un significativo daño al núcleo del reactor.

La idea de considerar la posibilidad de accidentes severos condujo a establecer una forma de manejar este tipo de accidentes mediante técnicas especiales de gerenciamiento de los mismos que los eviten y en el peor de los casos los mitiguen.

A partir de 1980 casi todas las plantas de occidente habían implementado los planes de manejo ante accidentes severos que incluyen equipos y procedimientos como:

1) Grupos generadores móviles para cubrir el caso de un apagón total de la red de energía eléctrica (*SBO station black out*) interna y externa.

2) Procedimientos para poder proveer energía eléctrica a las cargas esenciales para la seguridad de la planta.

3) Procedimientos para la despresurización voluntaria del circuito primario de los reactores tipo PWR en caso de caída de los sistemas de inyección de emergencia en alta presión.

El accidente en Chernóbil

Hubo dos causas principales que condujeron al accidente de Chernóbil: la primera de diseño del reactor y la segunda errores humanos ante la extrema presión de realizar una serie de ensayos en un tiempo muy breve.

La planta en Chernóbil era muy eficaz desde el punto de vista de producción de energía, pero con bajos estándares de seguridad. El reactor era inestable a baja potencia, con baja cantidad de vapor en los tubos de presión; produciéndose un aumento de la reactividad ante un aumento de la potencia o pérdida de refrigerante. Así comenzó la destrucción del reactor. Además con las barras de control totalmente fuera del núcleo (situación prohibida en los procedimientos de operación) la reactividad subía al introducirlas para luego decaer. En una palabra ante una parada de emergencia si se dejan caer las barras de control el reactor primero subía su potencia para luego disminuirla hasta lograr la parada del mismo. El reactor tenía un recipiente de contención a prueba de pérdidas solo en una parte del núcleo dejando la parte superior de los canales de combustibles bajo un tinglado del tipo industrial.

El sábado 26 de Agosto de 1986 se produjo el peor accidente nuclear de grado siete en la escala de la IAEA sólo comparable con el acontecido en Fukushima en el año 2011, con gran liberación de productos radioactivos a la atmósfera luego de una serie de explosiones en el reactor.

El accidente ocurrió durante la ejecución de un ensayo del nuevo regulador de voltaje del generador. Para la realización del ensayo era necesario reducir la potencia térmica del reactor desde los 3200MWt nominales hasta 700MWt. Se planificó realizar una reducción gradual de potencia comenzando 24 horas antes del ensayo, y así fue hasta la reducción al 50% de la potencia (1600MWt), pero debido a la salida de otra central de la red que suministraba energía a la zona industrial de Kiev los operadores de la red requirieron suspender la reducción de potencia prevista para el reactor N°4 hasta casi la media noche. A media noche se logró la reducción de potencia hasta los 700MWt requeridos para la realización del ensayo, pero debido al envenenamiento por Xe¹³⁵ la potencia del reactor continuó decayendo hasta los 500MWt, ahí y por causas que se desconocen el operador insertó aun más a las barras de control cayendo la potencia a 30MWt casi deteniendo la reacción en cadena.

Al estar el reactor entregando un 5% de la potencia requerida para poder realizar el ensayo del regulador el operador tomó la decisión de restaurar la potencia extrayendo las barras de control y estabilizando al reactor en el entorno de los 160-200MWt. Los efectos del envenenamiento por Xe¹³⁵ continuaron y para que la potencia no volviera a caer se retiraron más barras de control del núcleo.

La operación a baja potencia, el mencionado envenenamiento por Xe¹³⁵, la inestabilidad del núcleo, del caudal de refrigerante y del flujo neutrónico provocaron el disparo de una serie de alarmas que fueron no consideradas por el operador bajo la premisa de elevar la potencia hasta los 700MWt necesarios para el ensayo.

Luego de un cierto tiempo la potencia del reactor se estabilizó en 200MWt, se continuó con el ensayo que implicaba activar bombas adicionales de circulación del refrigerante lo cual provocó la baja de la temperatura del núcleo que elevó el nivel de agua líquida en el mismo en detrimento del vapor. Como el agua actúa como veneno neutrónico la reacción en cadena se frenó nuevamente. Para evitar una drástica reducción de potencia el operador extrajo más barras de control lo cual tornó al reactor inestable ya que la totalidad de barras de control se encontraban fuera del núcleo. Como el reactor estaba lleno de agua ante cualquier aumento de potencia esta agua se convierte en vapor potenciando la reacción en cadena.

A la 1.23 AM el operador presionó el botón de parada de emergencia no se sabe bien porque.

El reactor estaba trabajando en una condición inestable y fuera de los parámetros de diseño. Con todas las barras de control fuera del núcleo al ordenarse la parada de emergencia todas entraron en el mismo. Como el reactor por diseño tenía un coeficiente de reactividad positiva, ante la entrada de las barras, se produjo un pico de potencia que provocó la primera explosión dentro del reactor impidiendo que siguieran entrando las barras de control en el núcleo y elevando la potencia en 3 segundos a 530MWt.

De aquí en más debido a este primer pico de potencia el agua contenida en el núcleo se convirtió en vapor provocando una brusca subida de presión que destruyó los elementos combustibles y rompió los canales de refrigeración.

Se produce una segunda explosión de vapor que revienta la tapa de 2000 toneladas del reactor.

Una tercera explosión solo tres segundos después destruyó al núcleo y produjo la gran liberación de material radioactivo.

Varios sistemas básicos de seguridad fueron desactivados para poder realizar el ensayo requerido.

Los primeros informes cargaron la responsabilidad en el operador, pero luego de varios estudios más, se determinó que por errores básicos de diseño junto con errores humanos debido a la extrema presión de llevar a cabo las pruebas requeridas, provocaron el accidente.

La lección fundamental tanto en base a lo acontecido en Chernóbil como en Three Mile Island es que los errores humanos existen y que siempre puede darse la mala casualidad de producirse.

La segunda lección fue cambiar ciertas ideas de diseño ya que las plantas nucleares se habían tornado tan complejas que la seguridad en general no mejoraba. Surgió así el concepto de seguridad pasiva (que no depende del operador) en vez de activa.

La tercera lección condujo a que aún en el caso de accidentes severos, las consecuencias fuera de la zona de exclusión deben ser menores, junto con la implementación de planes de rápida evacuación de menor magnitud que los anteriormente previstos.

El escape radioactivo, producto del material que expulsó el núcleo hacia arriba y luego de las explosiones e incendios, llegó muy lejos de la central y esta posibilidad no había sido tomada en consideración.

El concepto de seguridad pasiva implica el uso de sistemas simples que no requieran energía, como los accionados por gravedad, en vez de sistemas sofisticados y complejos.

Por ejemplo en los sistemas de enfriamiento de seguridad en los reactores PWR del tipo avanzados AP600 el agua de refrigeración de emergencia del núcleo cae sobre él por gravedad, sin usar ningún tipo de bomba. El sistema consiste en la despresurización rápida y voluntaria del circuito primario para que luego caiga por gravedad el agua de emergencia situada en un tanque elevado por encima del núcleo del reactor. Lo mismo sucede en los reactores del tipo CANDU como Embalse.

Otro diseño que tiene en cuenta la seguridad pasiva es el EPR 1400MWe desarrollado en conjunto entre Francia y Alemania. El diseño adopta el concepto de seguridad pasiva con una importante reducción en la implementación de planes de emergencia ya que se han previsto muchas medidas de seguridad para evitar que durante un accidente se dañe el núcleo (estructuras de contención del núcleo en caso de fundirse, equipos para la recombinación del hidrógeno liberado para evitar explosiones (PARs), sistema voluntario de despresurización primaria).

Existen varios diseños bajo análisis que implementan el concepto de seguridad pasiva, ver en el capítulo dos las distintas generaciones de reactores.

Bibliografía:

Nuclear Safety by Gianni Petrangeli USA 2006 publicado por Elsevier Butterworth-Heinemann ISBN 13: 978-0-7506-6723-4

Risk and Safety by John Lee and Norman McCormick USA 2011 publicado por John Wiley & Sons Inc ISBN 9781-118-4346-2.

Seguridad de la centrales nucleares: Diseño N°NS-r-1 IAEA, Viena Julio 2004 STI/PUB/1099

AR 3.2.1 Criterios generales de seguridad para el diseño de reactores nucleares de potencia Rev 2 Autoridad Regulatoria Nuclear 2002

AR 10.1.1 Norma básica de seguridad radiológica Rev 3 Autoridad Regulatoria Nuclear 2003.

AR 0.0.1 Licenciamiento de instalaciones clase I Rev 2 Autoridad Regulatoria Nuclear 2001.

AR 3.1.3 Criterios radiológicos relativos a accidentes en reactores nucleares de potencia Rev 2 Autoridad Regulatoria Nuclear 2001.

4. SISTEMAS DE SEGURIDAD, ACCIDENTES BÁSICOS DE DISEÑO Y ACCIDENTES SEVEROS

Introducción y objetivos de los sistemas de seguridad

Toda central nuclear se la puede subdividir en tres grandes subconjuntos: el sistema dedicado a producir la energía térmica, el sistema que convierte la energía térmica en eléctrica y el sistema que apunta a la seguridad y cuya función es evitar el escape de material radioactivo.

Por ser los reactores del tipo PWR (*pressurized water reactors*) los más utilizados (85% del total en operación) analizaré a continuación las medidas y sistemas básicos de seguridad que tienen.

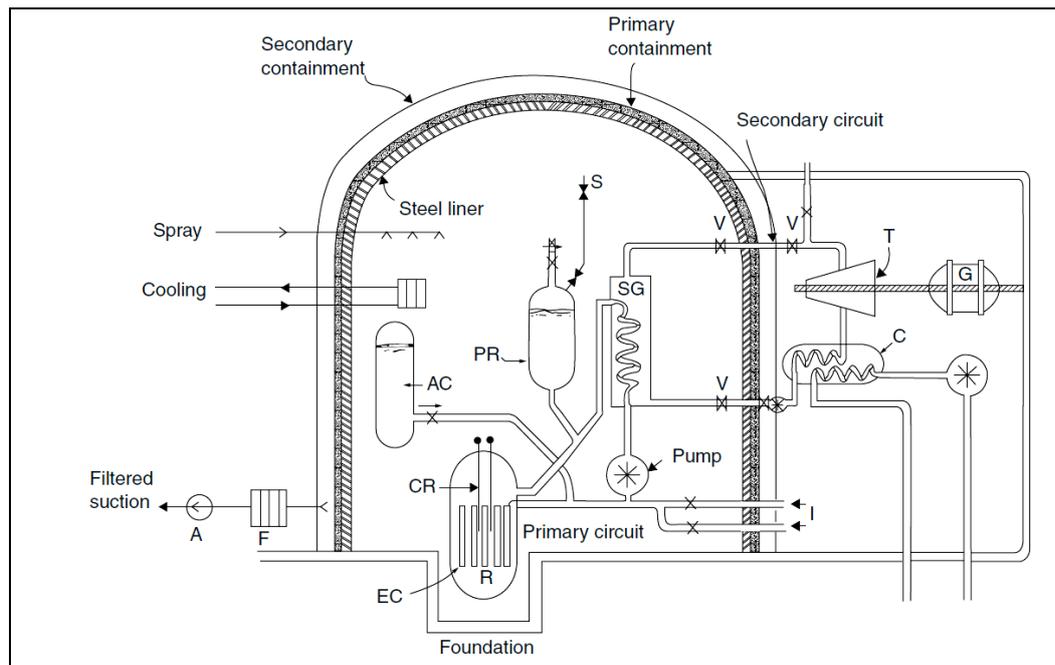


Figura 4.1 Esquema de un central con un PWR

Los sistemas de seguridad deben cumplir tres objetivos:

- 1) Detener en forma rápida la reacción en cadena.
- 2) Proveer enfriamiento de emergencia al reactor recién apagado.
- 3) Contener los productos radioactivos y evitar su liberación accidental.

La detención rápida del reactor se logra mediante la caída, por gravedad, de las barras de control. Una segunda forma utilizada, ante la falla de la primera, es el envenenamiento con boro líquido del refrigerante primario.

Los sistemas de enfriamiento de emergencia del núcleo son necesarios para eliminar el calor residual generado por los productos de fisión que decaen con el tiempo. Hay dos sistemas: uno pasivo que consta de un tanque que acumula agua a presión AC en la figura 4.1, y un sistema activo a través de bombas marcado como I.

La contención de los productos radioactivos se basa en la idea de varias capas. La primera capa es de acero para lograr una mayor estanqueidad, cubierta por una gruesa capa de hormigón; esta estructura primaria de contención debe soportar la presión interna que surja del peor accidente básico de diseño. Se montan una serie de válvulas que en caso de accidente cierran todos los accesos y salidas de tuberías a este recinto. Se instalan rociadores y enfriadores con el objeto de enfriar el vapor en caso de accidentes reduciendo así la presión y haciendo que los productos radioactivos liberados caigan a la parte inferior del recipiente de presión.

A su vez todo esto está contenido en una segunda estructura de contención de hormigón, llamada de contención secundaria, que provee protección adicional contra la radiación, retención de productos radioactivos, y protección contra ataques externos.

Entre ambos sistemas de contención se hace un vacío parcial para evitar fugas al exterior.

Es importante identificar cuáles son y donde se ubican los materiales radioactivos en una central. La gran mayoría está en los elementos combustibles dentro del reactor y en los combustibles quemados en las piletas de enfriamiento. En general se asume que si luego de un accidente severo se libera un cierto porcentaje de gases nobles radioactivos, las liberaciones de yodo y cesio no llegan al 10% del contenido en el núcleo y el resto de los elementos sumados no llegan al 1%. Los productos radioactivos del combustible están en un 95% dentro de las pastillas de dióxido de uranio y solo un 0,5 a 5% en los huecos existentes en las vainas de zircaloy que los alojan.

Si el sistema de enfriamiento de emergencia del núcleo no logra eliminar el calor residual la temperatura se eleva y esto puede desencadenar un accidente severo.

No obstante la máxima exigencia del sistema de enfriamiento se da ante una rotura tipo guillotina del circuito primario LOCA por sus siglas en inglés (LOCA = *loss of coolant accident*). En este caso es imperioso inundar al núcleo con agua lo antes posible. Las consecuencias de un brusco recalentamiento del núcleo son las siguientes: fisura de las vainas de zircaloy y escape de los gases acumulados en las mismas a temperaturas de 800-900°C, oxidación de las mismas con temperaturas superiores a 1200°C generando calor adicional e hidrógeno, a 1700°C se funden las vainas de material combustible, y a 2800°C se funden los pellets de dióxido de uranio que forman los elementos combustibles.

El material fundido, mezcla de combustible más vainas, cae a la parte inferior del recipiente de presión y puede fundirlo ya que sigue generando mucho calor. Si este proceso sigue, una vez perforado el recipiente de presión, el núcleo fundido reaccionará con el hormigón de la base y producirá más liberación de vapor y gases combustibles aumentando la presión del primer sistema de contención que finalmente no soportará más y se destruirá cuando la presión interior supere entre dos y cuatro veces la presión de diseño. Los análisis de este tipo de accidente estiman un tiempo en que la contención primaria fallará (entre 20 horas a 5 días aproximadamente). Que una explosión del hidrógeno acumulado en la contención primaria la destruya es muy poco probable.

En el caso de Three Mile Island el núcleo se llegó a fundir en forma parcial y lentamente, sin perforar el recipiente de presión. La contención primaria funcionó evitando la liberación de material radioactivo al exterior.

En el caso de Chernóbil el núcleo se fundió y explotó, no habiendo contención primaria en la parte superior del reactor.

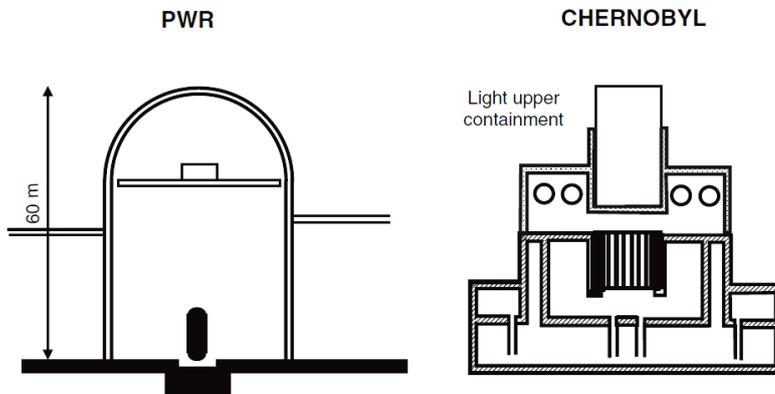


Figura 4.2 Comparación entre un típico PWR de 1000MWe y Chernóbil RBMK1000, se observa en este último la falta de contención primaria.

Luego de los dos accidentes antes mencionados quedó claro que era necesario darle mayor importancia a las fallas múltiples y a los errores humanos. Desde el punto de vista de la seguridad de una planta esto significa tratar de simplificar los sistemas, implementar seguridad pasiva e intrínseca.

La seguridad pasiva implica que el sistema esté diseñado para contrarrestar una serie de eventos específicos, sin depender de energía mecánica o eléctrica, ni de señales externas al sistema.

La seguridad intrínseca implica eliminar un riesgo mediante el diseño y elección de los materiales adecuados.

Hasta ahora se usan sistemas mixtos con seguridad activa, pasiva e intrínseca.

Análisis de sistemas de seguridad pasiva propuestos

Dentro de los sistemas de seguridad pasiva propuestos para las futuras generaciones en el caso del AP600/1000 (*Advanced Pressurized Water Reactor*) se propone un sistema pasivo de enfriamiento del contenedor de acero del reactor. En el caso de un accidente con pérdida de refrigerante primario (LOCA) el vapor que se genera se lo enfría y condensa dentro del recipiente de acero que contiene al núcleo. Esto se logra mediante el agua acumulada en un gran tanque en la parte superior que cae por gravedad en la parte externa del recipiente, luego se abren unos dampers que permiten la circulación natural de aire que continúa el proceso de refrigeración. El vapor de agua generado por el agua caída sobre el recipiente se ventea al exterior a través de una abertura en la estructura secundaria de confinamiento. Este sistema permite mantener acotada la presión interna del recipiente de acero por tres días sin intervención del operador para este accidente básico de diseño. El recipiente de acero de presión cumple la función de barrera de contención que evita la dispersión de material radioactivo, de ahí que sea muy importante que no se dañe por una presión interior excesiva como también que no tenga pérdidas superiores al 0,1-1% del volumen del recipiente de presión por día.

En los reactores del tipo ALWR (*Advanced light water reactors*) utilizan un sistema pasivo de eliminación del calor residual de manera de asegurar la parada de la planta después de un accidente no tan grave como un accidente por pérdida de refrigerante primario. El sistema se usa con el reactor en stand by y también en modo de enfriamiento prolongado. Trabaja a la presión del

refrigerante primario y luego de la parada del reactor en forma pasiva lo pone en modo lento de enfriamiento. No se requiere energía eléctrica o mecánica tanto en la planta como suministrada desde afuera. Tampoco requiere agua externa por lo menos por los tres primeros días, estando todo el sistema dentro del confinamiento primario. Este sistema no llega a enfriar por debajo de los 100°C al núcleo, para esto es necesario el uso de un sistema no seguro de enfriamiento final del núcleo.

Sistema de despresurización automática del refrigerante primario

Durante el accidente de TMI los operadores trataron de despresurizar el circuito primario para poder inyectar agua de refrigeración al núcleo sin éxito ya que la planta no tenía previsto un sistema despresurizador de emergencia. La idea es que al despresurizar el circuito primario el reactor tiende a apagarse (baja la densidad del moderador), disminuye la temperatura y se puede inyectar agua externa de refrigeración que puede caer por gravedad sobre el núcleo, a su vez al estar el circuito primario despresurizado se minimiza la posibilidad de expulsión de material radioactivo en forma violenta desde el núcleo.

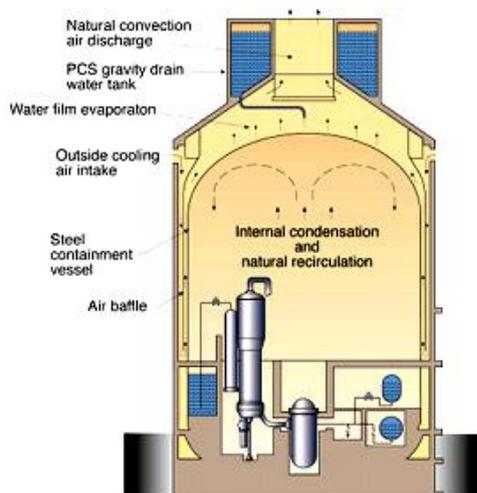


Figura 4.3 Sistemas pasivos de seguridad de un reactor Westinghouse AP1000/600.

Válvulas de bloqueo que funcionan por diferencia de densidad

Son dispositivos pasivos similares a una válvula normal cerrada que se abren en base a diferencias de densidad (el obturador está de un lado caliente y del otro frío). Son muy utilizados en el caso de accidentes ya que sin energía externa ante variaciones de densidad dejan pasar el fluido. Se las utiliza dentro del concepto de última seguridad intrínseca de proceso (PIUS *process inherent ultimate safety*). Se basa en que el sistema es normalmente inestable logrando sólo la estabilidad mediante el uso de bombas activas; ante una falla de las bombas el sistema se vuelve inestable y la válvula de bloqueo pasa a su condición abierta permitiendo circular al fluido. Se las utiliza en los sistemas que actúan en el enfriamiento de emergencia del núcleo luego de accidentes, evitando los bloqueos por acumulación de gases.

Tipos de accidentes

Los accidentes se clasifican en una serie de grandes grupos:

- 1) Accidentes de origen interno o externo a la central.
- 2) Accidentes que ocurren en el área de la central.

- 3) Accidentes de origen natural (tornados, huracanes, inundaciones y terremotos).
- 4) Accidentes de origen humano.
- 5) Sabotajes.
- 6) Accidentes básicos de diseño.

Los accidentes básicos de diseño que se eligen en base a un método determinístico y a veces con ayuda de una aproximación probabilística se subdividen en:

- a) Transitorios operacionales.
- b) Secuencias relativamente frecuentes.
- c) Secuencias raras.
- d) Accidentes límites de diseño.

Parámetros de evaluación del funcionamiento del núcleo

El núcleo del reactor y el circuito primario de refrigeración son monitoreados siendo las variables que definen un apagado rápido las siguientes:

Flujo neutrónico Valores del $\Phi > 1,18 \Phi$ nominal mandan el apagado en 0,5 s

Exceso de temperatura del núcleo apagado en 6 s

Exceso de potencia del núcleo apagado en 6 s

Alta presión del presurizador 7% por encima de la nominal apagado en 2 s

Baja presión del presurizador 20% por debajo de la nominal apagado en 2 s

Bajo flujo de recirculación del refrigerante primario valores por debajo del 87% nominal apagado en 1 s

Salida de funcionamiento de la turbina apagado en 2 s

Bajo nivel del agua en el generador de vapor primario salida en 2 s

Alto nivel de agua en el generador de vapor, parada de las bombas de recirculación, cierre de las válvulas de recirculación apagado en 2 s

Para controlar la potencia que el núcleo libera se controla la reactividad existiendo varios efectos que la modifican.

Efecto Doppler tiende a reducir, ante un transitorio, el aumento de la reactividad. Cuando debido a un fenómeno transitorio sube la temperatura la sección de captura radioactiva σ_c del U_{238} (material no físil) aumenta y así disminuye la reactividad. Este efecto modera la reactividad entre un 1 a 1,5% cuando la carga del reactor es nueva, pero con el tiempo va reduciendo su efectividad.

Coefficiente de temperatura del moderador este efecto también es importante para moderar las bruscas subidas de reactividad ante un transitorio. Al subir la temperatura el moderador se dilata reduciendo la sección eficaz, moderando menos neutrones y disminuyendo la potencia del reactor. No obstante como en los reactores tipo PWR la reactividad es controlada por la inyección de boro líquido en el refrigerante, al subir la temperatura el agua se dilata y la concentración de boro disminuye. Tal es el caso que en un reactor recién cargado y frío cuando la concentración de boro es alta el coeficiente de temperatura puede ser positivo aumentando la reactividad ante una subida de temperatura. Esto es grave, pero al considerar ambos efectos el coeficiente debe ser negativo.

Reactividad de las barras de control en su conjunto puede llegar al 10%, y se considera que cada barra aporta un 0,5%. Depende de la posición de las barras y del nivel de potencia del reactor, en general se toma 6% para reactor caliente y sin entregar potencia y un 9% a plena carga.

Reactividad del Xe_{135} y del Sm_{149} estos dos productos de fisión tienen una gran influencia en la reactividad, dependiendo del grado de quemado del combustible ya que se van acumulando hasta llegar a un equilibrio. En general aportan entre un 2 a 3%.

Accidente categoría dos, apertura espuria de una válvula de seguridad

Es el caso en que abra, en forma espuria, una válvula de seguridad del presurizador y que quede abierta, operando el reactor a plena potencia. Cae rápidamente la presión del circuito primario y la mezcla agua-vapor del presurizador llega a igualar la temperatura y presión del primario caliente. El presurizador se vacía en 600 segundos y de ahí en más cae la presión del circuito primario. Debido a esta caída de presión se dispara la parada del reactor. Al caer la presión primaria más del 20% de la nominal entran las bombas de inyección de agua primaria de alta presión, aunque no llegan a compensar la pérdida de presión, entran luego las bombas de inyección de baja presión.

Si toda esta secuencia se da, no llega a hervir el agua del reactor, la temperatura de las vainas sube de 350°C nominales hasta 570°C, muy por debajo del límite de 1200°C que establece la regulación.

En el caso de TMI, el sistema de inyección de emergencia fue, por error humano, deshabilitado, el núcleo se quedó sin agua y el accidente progresó.

Los límites típicos que impone la regulación son los siguientes:

- a) Que la temperatura de las vainas de los elementos combustibles no exceda los 1200°C.
- b) La máxima oxidación de las vainas no supere al 17%.
- c) Que en la reacción de las vainas con el agua nunca supere al 1% ya que genera hidrógeno.
- d) Que la geometría del núcleo durante el accidente no afecte la posibilidad de enfriamiento.

Accidente categoría tres, caída del suministro eléctrico de las bombas de recirculación del primario

El accidente comienza con la planta a plena potencia, hasta que de golpe las bombas de recirculación primaria se quedan sin energía eléctrica. Dada la inercia de las bombas éstas tardan más de 20 segundos en reducir el caudal a la mitad.

La orden de parada del reactor es rápida en menos de 2 segundos y se dispara por la reducción del caudal de recirculación primario. La temperatura y la presión del primario tienden en primera instancia a subir, hasta que se apaga el reactor para luego decrecer unos segundos después de la parada del reactor. La pérdida del calor del circuito secundario ante la parada del bloque turbina-generador se produce a través de válvulas de venteo. Si la falta de energía externa es total también queda fuera de funcionamiento el condensador de vapor abriéndose las válvulas de seguridad y las de venteo unos segundos después de la parada del reactor.

El mayor riesgo está en los primeros segundos del accidente, ya que se reduce el coeficiente DNBR (*departure from nucleate boiling ratio*) cuyo límite típico es 1,3. Este coeficiente es una relación entre el flujo calórico crítico del núcleo respecto del flujo calórico actual. Cuanto el DNBR más se acerca a 1,00 implica que el flujo calórico actual se acerca al crítico, y si llegase a ser menor que 1,00 se lo ha superado con las consecuencia que ello acarrea.

En general esto no sucede gracias a la inercia que tienen las bombas ya mencionada.

Luego de 30 minutos los operadores toman el control y comienzan el proceso de enfriado normal mediante las bombas de inyección de agua a alta presión, se deshabilitan los acumuladores de presión.

No está previsto otro tipo de complicación adicional salvo que se trabe una de las barras de control del reactor en el proceso de apagado rápido.

Accidente categoría cuatro, rotura de un caño de vapor principal primario

En este caso se rompe un caño de vapor a la salida de un generador de vapor, no existe forma de tener una detección temprana ni tampoco de considerar que primero perderá un poco y luego mucho (principio de perder antes de romperse). Según el lugar en que se produzca la rotura será el tipo de accidente y su evolución.

La rápida pérdida de vapor del generador de vapor tiene los siguientes efectos:

- a) Baja la temperatura del primario y sube la reactividad del núcleo (el coeficiente de reactividad del moderador es negativo respecto de la temperatura) aumentando el flujo neutrónico pudiendo recalentar las vainas de combustible y elevar la presión del primario.
- b) Se llena de vapor y presuriza el área donde se produjo la rotura y fuga.
- c) Se pueden liberar productos radioactivos que debido a las pérdidas pasan del primario al secundario. Pudiendo agravarse esta situación si llegó a dañarse el combustible.

Se hacen varios análisis según el lugar en donde se produjo la rotura, tomando los dos peores casos: potencial daño al combustible con sobrepresión del primario y consecuencia radiológicas externas.

Hay que considerar que las válvulas de estanqueidad tardan 10 segundos en cerrar, en estos 10 segundos asumiendo que el agua es radioactiva se contamina el secundario por las inevitables pérdidas. La inyección de boro de alta concentración para detener al reactor tarda más de 10 segundos, debido a la inercia de las bombas de alta presión de inyección y al tiempo que tarda la cañería llena de agua con boro en baja concentración en dar lugar a que llegue el agua con boro de alta concentración al reactor. Por último aparte de los productos radioactivos que el agua del primario puede contener, si el DNBR bajó de 1,00 se produce la liberación adicional de productos radioactivos contenidos en los huecos existentes entre las vainas y los pellets combustibles (se asume un 10% del total que existe en los elementos combustibles).

De todos los casos el peor se da cuando el reactor está en cero potencia ya que el tiempo de parada es mayor.

Accidente categoría cuatro, expulsión brusca de una barra de control

En este caso la cabeza que retiene a la barra de control en la tapa del recipiente a presión se rompe y debido a la elevada presión del circuito primario, la barra de control sale expulsada del núcleo a alta velocidad. Como esto ha sucedido muchas veces en los primeros reactores desde un principio se implementaron dos medidas para soportar sin mayores consecuencias éste tipo de accidente: controlar la posición de las barras de control para que ante una brusca expulsión no afecte destructivamente al núcleo, y una protección de acero u hormigón para que la barra expulsada, que es como un misil, no rompa la contención ubicada por encima de las barras.

Los primeros accidentes se dieron en Francia debido a un fenómeno de corrosión localizada del material de las vainas Inconel 600, para evitar esto se cambió el material a una versión mucho más resistente a la corrosión el Inconel 690.

El aumento de la reactividad por la brusca expulsión de una barra de control no supera el 0,15% muy por debajo del 0,6% que puede originar una rápida criticidad del reactor.

El efecto Doppler mitiga la subida de la reactividad y el accidente termina cuando se para el reactor. No obstante si el $DNBR < 1$, se asume que un 10% del los elementos combustibles fue dañado, llegando la radiación de cuerpo entero a 10 a 20 mSv luego de dos horas al límite del área de exclusión.

La liberación de material radioactivo se debe a las pérdidas del recipiente de contención, al venteo de vapores del circuito secundario y a las pérdidas y contaminación entre el primario y el secundario. La presión del recipiente de contención primaria aumenta debido a las pérdidas de líquido primario que se convierte en vapor.

Durante el accidente la potencia del reactor sube de dos a cuatro veces la potencia nominal siendo el peor caso cuando el reactor está a potencia inicial nula.

Accidente categoría cuatro, rotura del caño más grande de refrigerante primario (LOCA):

Este tipo de accidente ha sido considerado como básico de diseño desde siempre y uno de los más graves. En un LOCA (*loss of coolant accident*) el primario se despresuriza muy rápidamente perdiendo casi toda el agua primaria en 15 a 20 segundos. Queda sólo algo de agua de baja temperatura en la parte inferior del recipiente de presión. Se manda el apagado rápido del reactor, comienza la inyección de agua a presión de los acumuladores y luego de las bombas de alta presión. Se vuelve a inundar al núcleo en unos 10 segundos, justo en el peor momento del transitorio que soporta el núcleo, para luego enfriarlo lentamente.

La contención está presurizada y esto favorece la entrada de agua al núcleo. Resulta muy difícil mantener el nivel de mezcla agua vapor y esto produce un segundo pico de aumento de temperatura de las vainas de los elementos combustibles.

Los hechos que se dan son los siguientes:

- 1) Rotura tiempo 0,00 segundos
- 2) Pico de potencia 114% de Potencia nominal en 0,2 segundos
- 3) Presión del presurizador en el momento de apagado del reactor 10,9MPa en 10 segundos
- 4) Señal de apagado en 11 segundos
- 5) Descarga de agua de los acumuladores cuando la presión cae a 4,1MPa en 15 segundos
- 6) Comienza la inundación del núcleo en 30,7 segundos
- 7) Máxima presión del secundario 8,4MPa en 5,5 segundos
- 8) Bombas inyectoras de alta presión operan a los 31 segundos
- 9) Se vacían los acumuladores de agua en 78 segundos
- 10) Comienza la inyección de agua a baja presión a los 31 segundos
- 11) Pico de temperatura de las vainas 1150°C en 300 segundos
- 12) Señal de recirculación de agua del fondo del recipiente entre 1500 a 7000 segundos.

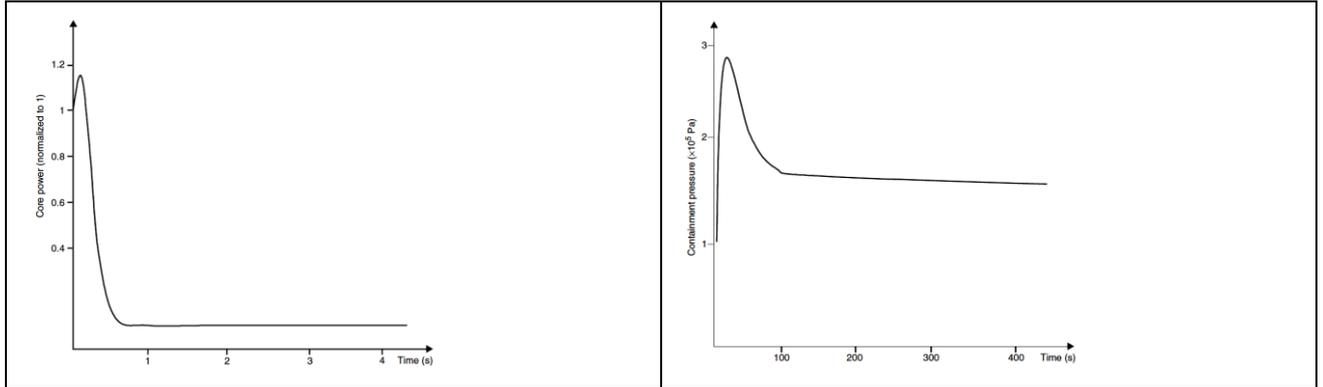


Figura 4.4 Variación de potencia del núcleo durante un gran LOCA (izquierda).

Figura 4.5 Presión en la estructura de contención (derecha).

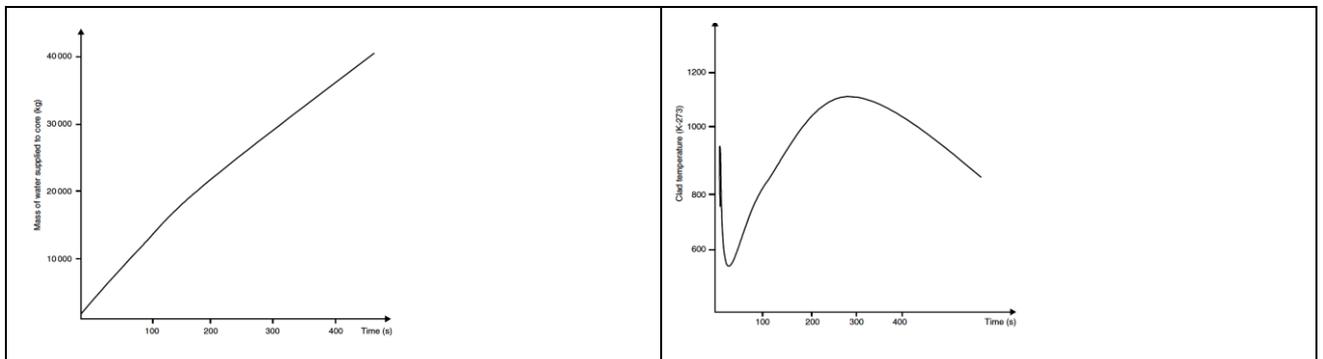


Figura 4.6 Masa de agua para inundar al núcleo (izquierda).

Figura 4.7 Temperatura de las vainas de combustible (derecha).

Accidente categoría cuatro en el traslado del material combustible

Este tipo de accidente es considerado uno de los más peligrosos ya que puede darse fuera del confinamiento. Se considera que un elemento combustible quemado durante el traslado a la piletta de enfriamiento se cae o rompe. De suceder esto un 10% del material radioactivo contenido en el elemento combustible se dispersa. Se debe descontaminar el área del accidente. De procederse a la descontaminación; luego de dos horas en el límite del área de exclusión la dosis de radiación de cuerpo entero no debe superar los 5mSv.

Es importante destacar que si bien este tipo de accidente se considera muy grave y es utilizado en el diseño de los sistemas de seguridad de las centrales nucleares, no es de los peores o severos. *En general la experiencia y estudios probabilísticos indican que los accidentes más severos se pueden originar luego de una sucesión de fallas no muy graves pero que en su conjunto desencadenan un accidente severo.*

Accidentes dentro del área de la central

Se inician dentro del área de la central, tal el caso de un incendio o inundaciones de origen interno. La mayor defensa radica en separar físicamente los sistemas de emergencia y hacerlos redundantes.

Por ejemplo la pérdida total de energía externa por un incendio de pastizales que afecta la playa de maniobra.

Accidentes más allá de los básicos de diseño

Son accidentes que no pueden considerarse básicos de diseño ya que son muy improbables y tampoco severos ya que no llegan a comprometer la integridad del núcleo. Hay dos casos típicos:

- a) Los transitorios que no llegan al apagado del reactor.
- b) La pérdida total de energía externa.

En el primer caso se los controla con varios y diversificados sistemas de apagado rápido del reactor.

En el segundo la necesidad de soportar un blackout debe contemplar la despresurización primaria en forma independiente. En Fukushima todo se agravó cuando los generadores diesel de emergencia quedaron fuera de servicio y el blackout fue total.

Accidentes severos

Son aquellos accidentes que inicialmente afectan al núcleo, con temperaturas de las vainas de combustible por encima de 1200°C y que además implican una liberación de radiación al exterior. Este tipo de accidentes, se los empezó a considerar luego de la publicación final del informe Rasmussen en 1978 del que surgía que la probabilidad de un accidente severo era de 1 en 20000 años-reactor. Como para el año 1978 había 500 reactores en uso esto daba la posibilidad que cada 40 años se funda el núcleo de un reactor. Para empeorar las cosas, ya en el año 1978 la edad promedio de las centrales era de 20 años. El informe además predecía que uno de cada 100 accidentes severos podría llegar a causar diez o más muertes. Luego en el año 1979 sucedió el accidente de Three Mile Island, que si bien no estaba anticipado en el mencionado informe, confirmó el temor de que el núcleo del reactor pueda fundirse y se fundió.

En base a los antecedentes mencionados se implementaron una serie de medidas de mitigación ante el caso de fundirse el núcleo. Por ejemplo para reducir la sobrepresión en la estructura de confinamiento que surge ante la quema de hidrógeno liberado en el accidente se instalaron unos sistemas de venteo con filtros ya que es preferible ventear y liberar algo de radiación a que reviente la estructura de confinamiento. Respecto de la posibilidad de que el núcleo fundido derrita y atraviese la parte inferior del recipiente de presión de acero se implementaron medidas adicionales para inundar la parte inferior del recipiente de presión con agua y se reforzó la estructura en su parte inferior.

Ya para el año 1982 -1985 estaba claro que podía haber otras consecuencias aparte de las dos arriba mencionadas luego de fundirse el núcleo, y aplicando métodos probabilísticos más elaborados que los usados en el informe Rasmussen se empezó a analizar otros riesgos a saber:

- a) Sobrepresurización lenta de la estructura de contención.
- b) Escenarios en los cuales el núcleo fundido provoca una elevada presión y calentamiento directo por material expulsado de la estructura de contención.
- c) Falla en la estanqueidad de la estructura de contención más allá de los valores de diseño.
- d) Accidentes destructivos por expulsión de barras de control.
- e) Accidentes destructivos por explosión dentro y fuera del recipiente de presión.
- f) Explosiones de hidrógeno.
- g) Ataque de la parte inferior del recipiente de presión por pedazos del núcleo fundido y la imposibilidad de refrigerarlo.

Estos estudios permitieron definir una serie de criterios para evitar los accidentes severos.

La tercer fase de la evolución se dio después de 1986 con el accidente en Chernóbil, de ahí en más se puso el énfasis en limitar al máximo la liberación de material radioactivo al exterior, de aquí que en los nuevos diseños de reactores es necesario implementar barreras de contención a prueba de pérdidas ante accidentes severos, junto con dispositivos de seguridad intrínseca y pasiva.

Algunas posibles soluciones a estos requerimientos son las siguientes:

- a) Una estructura extremadamente resistente de confinamiento, enfrida en forma pasiva que resiste sobrepresiones interiores producto del calentamiento de la misma por material fundido del núcleo y explosiones de hidrógeno.
- b) Una estructura en forma de jaula que contenga al recipiente de presión para que este resista explosiones de hidrógeno en su interior, o fuerzas que surgen cuando se funde la base del recipiente de presión.
- c) Un contenedor de emergencia de los pedazos de núcleo fundido que proteja la base de la estructura de confinamiento.

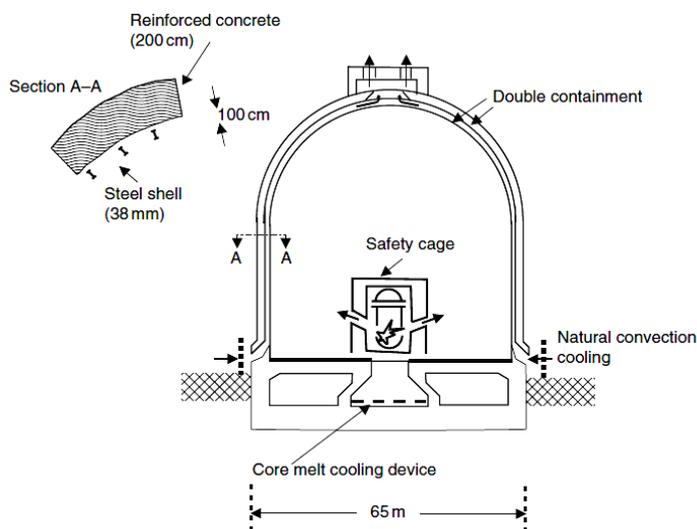


Figura 4.8 Medidas adicionales de contención propuestas para un PWR , estructura adicional de contención tipo jaula que aloje al recipiente de presión, refuerzo de la doble estructura de contención, ventilación natural entre la contención primaria y la secundaria, y por último sistema de enfriamiento de emergencia del núcleo fundido.

Algunas de estas estrategias nuevas de mejora en la seguridad ya se han implementado en los nuevos modelos de reactores PWR como los AP 600 /1000. Entre ellas podemos mencionar la despresurización del circuito primario en forma voluntaria ante una falta de refrigeración del núcleo. Esto elimina de raíz todos los accidentes extremos que se pueden dar con el circuito primario presurizado como el calentamiento directo de la estructura de confinamiento por material fundido, y fuerzas destructivas por perforación del recipiente de presión. Otra medida es la inundación del núcleo fundido dentro del recipiente de presión. Por último para reducir al máximo las pérdidas entre las distintas barreras de confinamiento se ha propuesto reducir sensiblemente el número de agujeros que las atraviesan, juntando las pérdidas que no pudieron ser evitadas y la presurización o el llenado con agua a presión a ambos lados de las juntas selladas ante el caso de un accidente.

La probabilidad de accidentes destructivos que involucren barras de control es bajísima.

Por último que se funda una barra y el núcleo está bajo estudio. Esto de hecho es más grave y probable en los reactores tipo BWR ya que el agua que inunda el núcleo, ante una emergencia, no contiene boro como contaminante que frene la reacción en cadena.

Descripción de la hipótesis de un típico accidente severo, provocado por la pérdida de energía eléctrica total en la central (SBO)

En este caso la secuencia del accidente se inicia con la pérdida de energía externa a la central y luego la pérdida de las fuentes alternativas de energía de emergencia en la central. Ante este panorama se dispara la parada del reactor, las bombas de recirculación van disminuyendo su caudal a los generadores de vapor, no queda ningún sistema de enfriamiento del núcleo salvo por los acumuladores de agua a presión de accionamiento pasivo. Las salvaguardas activas de la estructura de confinamiento tampoco funcionan. Los generadores de vapor, una vez consumida el agua de los acumuladores pasivos, no reciben más agua; sube la presión y se abren las válvulas aliviadoras de presión de los generadores de vapor. Luego de esto más calor se produce por la reacción exotérmica metal-agua y la cantidad de vapor aumenta. El núcleo ya parcialmente fundido va derritiendo la parte inferior del recipiente de presión hasta que éste falla y por dicho agujero sale a elevadísima presión el núcleo fundido, junto con hidrógeno y agua a la cavidad de contención del reactor. El núcleo sigue fundiéndose y cayendo junto con el agua de los acumuladores. El agua se vaporiza totalmente en nueve horas, el núcleo ataca al hormigón y luego de noventa minutos comienza la erosión de la base de hormigón. Esto genera más hidrógeno que se inflama y quema mientras que el núcleo se sigue fundiendo.

Respecto a los productos radioactivos los primeros son liberados en la parte superior por encima del recipiente de presión antes de que éste falle, otra parte menor se deposita en los circuitos de refrigeración y en los generadores de vapor. Luego de que revienta el recipiente de presión una pequeña parte de material radioactivo se dispersa en la estructura de contención depositándose en las superficies horizontales o adhiriéndose a las verticales con la condensación del vapor. El material radioactivo que inicialmente se depositó en la parte superior del recipiente de presión y en el circuito de los generadores de vapor se vaporiza nuevamente y finalmente se deposita en las partes altas donde es atrapado cediendo el calor a través de la aislación de la estructura de contención. Finalmente ante la falla última de la contención, vapores radioactivos se liberan a la atmósfera.

Las consecuencias externas no son desastrosas, no hay fatalidades en forma rápida y no se prevé un aumento en la tasa de enfermos por cáncer en un radio de 80 Km alrededor de la planta.

Las probabilidades de un accidente severo dependen del tipo de accidente, teniendo como típicos valores los siguientes:

TE = Transitorio + pérdida total de energía $2 \cdot 10^{-7}$ reactor-año

SE = Pequeña pérdida de refrigerante primario + pérdida total de energía $6 \cdot 10^{-6}$ reactor-año

V = Rotura de dos válvulas doble disco entre el primario y el circuito de enfriamiento del calor residual $1 \cdot 10^{-7}$ reactor-año.

	Sequences with the most significant external releases		
	TE = transient + loss of electric power	SE = small LOCA + loss of electric power	V = interfacing systems LOCA
Probability for reactor-year	2E-7	6E-6	1E-7
Uncovering of the top of the core	2.3 hours	2.2 hours	20 hours
Start of melting	3.1 hours	3 hours	23 hours
Vessel break	4 hours	3.8 hours	26 hours
Containment break due to over-pressure	32 hours	32 hours	
Start of radioactive products release	32 hours	32 hours	24 hours
Release fractions of radioactive products			
Xe-Kr	1	1	1
I-Br	2E-3	2E-3	8E-5
Cs-Rb	2E-3	2E-3	8E-5
Te-Sb	2E-5	2E-5	8E-5
Sr-Ba	<1E-5	<1E-5	5E-5
Ru-Mo	<1E-5	<1E-5	<1E-5
External consequences:			
Prompt casualties	0	0	0
Immediate physical damage	0	0	0
Late tumours index (fractional increase of cases beyond normal occurrence within 80 km from the plant and within 30 years from the accident)	1E-4	1E-4	2E-5
External costs (10 ⁶ \$US)	700	70	60

Tabla 4.1 Accidentes severos y sus consecuencias más significativas.

Bibliografía:

Nuclear Safety by Gianni Petrangeli USA 2006 publicado por Elsevier Butterworth-Heinemann ISBN 13: 978-0-7506-6723-4

IAEA SAFETY STANDARDS SERIES, Safety of Nuclear Power Plants: Design Requirements N°NS-R-1 Viena 2000 ISBN 92-0-101900-9

IAEA SAFETY STANDARDS, Fundamental Safety Principles N°SF-1 Viena 2006 ISBN 92-0-110706-4

Risk and Safety by John Lee and Norman McCormick USA 2011 publicado por John Wiley & Sons Inc ISBN 9781-118-4346-2.

5. ANÁLISIS DE RIESGOS POR MÉTODOS DETERMINÍSTICOS Y PROBABILÍSTICOS

Niveles de seguridad:

En base al concepto de defensa en profundidad se establecen cinco niveles cuyos objetivos y medios para alcanzarlos son los siguientes:

Nivel 1 Prevención de operación anormal y mal funcionamiento. Se logra con un diseño conservador y muy buena calidad de construcción y operación.

Nivel 2 Control de operación anormal y detección de mal funcionamiento. Se implementan sistemas de control, limitación y protección, junto con sistemas de supervisión.

Nivel 3 Control de accidentes incluidos los básicos de diseño. Sistemas de seguridad y de protección contra accidentes.

Nivel 4 Control de accidentes severos y su mitigación. Medidas adicionales de seguridad y de gerenciamiento de accidentes.

Nivel 5 Mitigación de consecuencias radiológicas. Implementación de planes de emergencia para el área que rodea a la central.

Para los niveles uno y dos es necesario implementar las siguientes acciones:

- a) Definir las condiciones de operación normal y anormal de la planta.
- b) Definir márgenes de diseño adecuados en cuanto a la robustez y resistencia de las piezas clave en condiciones de accidente.
- c) Seguridad intrínseca en lo que respecta a la estabilidad termo-hidráulica de la planta y la inercia térmica del circuito de refrigerante primario.
- d) Diseño adecuado de las interfases hombre-máquina para que el operador tenga tiempo para analizar y operar en consecuencia.
- e) La elección de los mejores materiales y las tecnologías de producción más probadas.
- f) Entrenamiento adecuado del personal, con el énfasis puesto en la seguridad.
- g) Instrucciones claras de operación y control confiable de las variables de la planta.
- h) Grabar y analizar las experiencias acumuladas.
- j) Mantenimiento preventivo en base a requerimientos de confiabilidad y seguridad.

Nivel de defensa	Objetivo	Medios esenciales
Nivel 1	Prevención de fallos y operación anormal	Diseño conservador y alto grado de calidad y fiabilidad en la construcción y la operación
Nivel 2	Control de operación anormal y detección de fallos	Sistemas de control limitación y protección, y otros mecanismos de vigilancia
Nivel 3	Control de accidentes dentro de la base de diseño	Sistemas de salvaguardias tecnológicas y procedimientos de operación de emergencia
Nivel 4	Control de condiciones severas en la planta incluyendo evitar el progreso del accidente y la mitigación de consecuencias de accidentes severos	Medidas complementarias y de gestión de accidentes
Nivel 5	Mitigación de consecuencias radiológicas de liberaciones significativas de materiales radioactivos	Medidas de respuesta ante emergencias fuera del emplazamiento

Tabla 5.1 Concepto de defensa en profundidad IAEA INSAG-10 1996

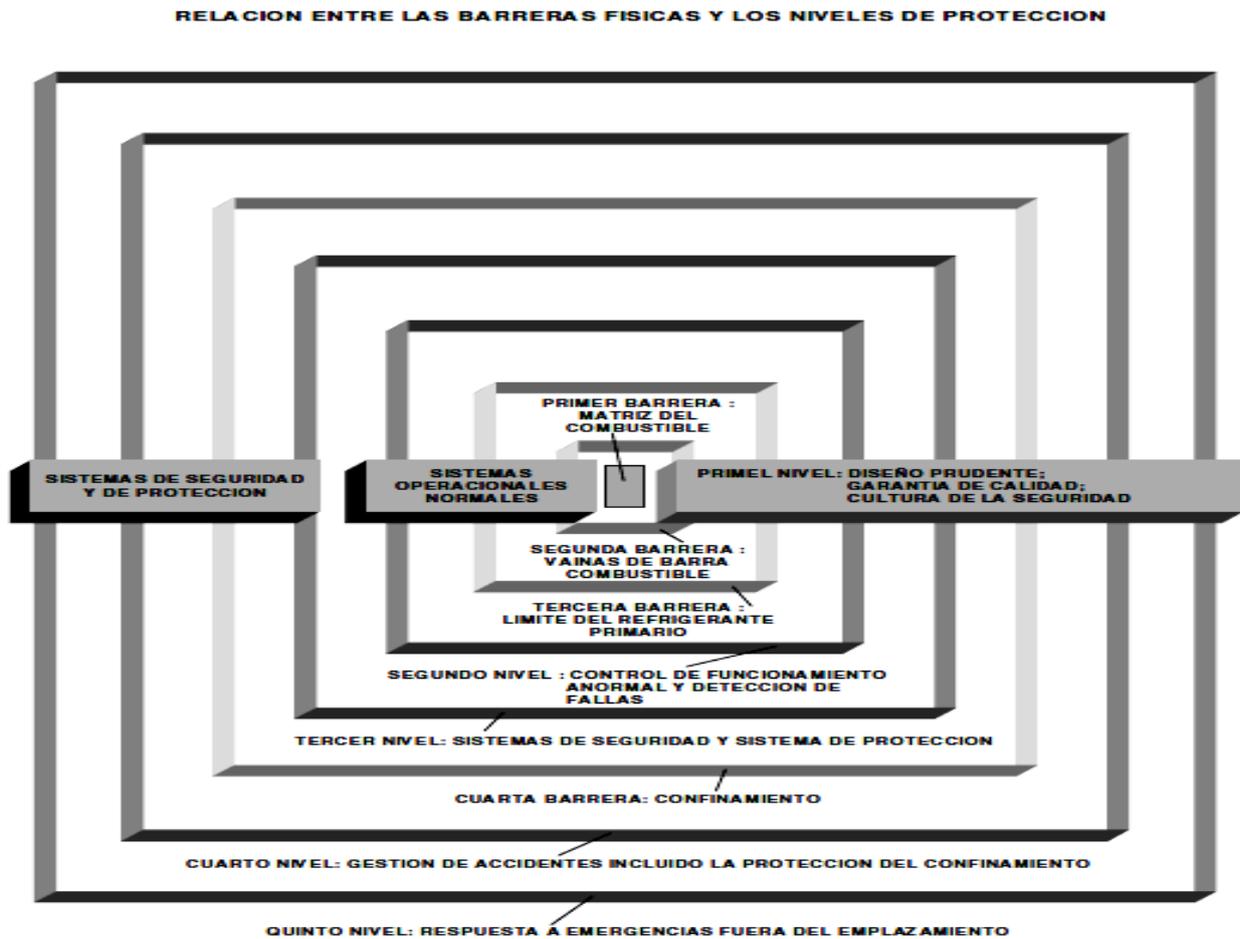


Figura 5.1 Relación entre las barreras físicas y los niveles de protección.

En general el nivel uno también protege, en parte, respecto de los eventos externos como fuegos, inundaciones y terremotos.

Para el nivel tres son necesarias medidas adicionales específicas como las siguientes:

- a) Redundancia.
- b) Prevención de causas comunes que disparan accidentes mediante la separación física y de los sistemas.
- c) Prevención de causas comunes de accidentes debidas a errores de diseño, fabricación, construcción, mantenimiento y humanas mediante la implementación de diversos sistemas redundantes.
- d) Pruebas y ensayos de toda la planta.
- e) Clasificar los sistemas, estructuras y componentes que pueden sufrir daños por accidentes de origen externo.
- f) Confiabilidad de los sistemas auxiliares de emergencia.

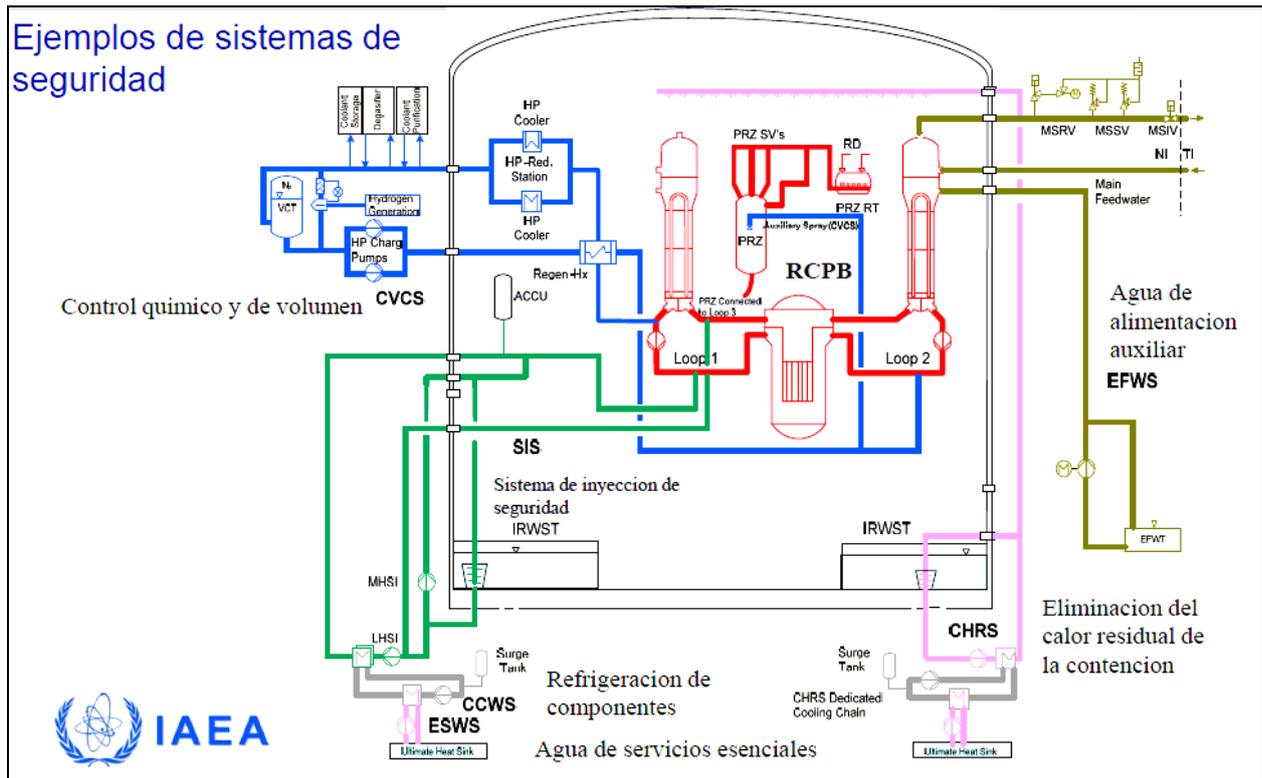


Figura 5.2 : Concepto de defensa en profundidad a nivel 3, sistemas de seguridad: CVCS (*chemical and volume control system*), CHRS (*containment heat removal system*), EFWS (*emergency feed water system*), ESWS (*essential service water system*), CCWS (*containment components water system*), SIS (*safety injection system*), IRWST (*In containment Refueling Water Storage Tank*).

Para el nivel cuatro se incluyen medidas de prevención y protección como las siguientes:

- Monitoreo completo de la planta y de sus parámetros fundamentales.
- Controlar que el reactor esté siempre por debajo del nivel crítico.
- Mantener la refrigeración del núcleo en caso de emergencia y proveer enfriamiento de largo plazo.
- Proteger la integridad de las barreras de contención, evitando y controlando las fugas.
- En caso de accidente severo, poder volver a asumir el control de la planta.

Para el último nivel se deben implementar los planes de evacuación y el uso de los recursos humanos para mitigar las consecuencias del accidente.

El objetivo del análisis de la seguridad es confirmar que la planta cumple con los límites de emisión de material radioactivo permitidos por la legislación en todas las condiciones de operación. Los análisis de seguridad, que forman parte de las evaluaciones de seguridad, deben realizarse en paralelo con el diseño y el licenciamiento de la planta, y deberán mantenerse actualizados durante toda su vida útil, considerando los nuevos avances en las técnicas y en el conocimiento, y muy especialmente ante modificaciones de la misma o del sitio donde ésta se encuentra emplazada.

Existen tres maneras de analizar los posibles sucesos que conducen a accidentes, junto a los accidentes básicos de diseño para demostrar que se cumple con los requerimientos de seguridad:

- Un análisis conservador que implica el uso de códigos computacionales con condiciones iniciales y de borde conservadoras.

b) Un análisis combinado que utilice la mejor estimación de códigos computacionales junto a condiciones iniciales y de borde conservadoras.

c) Un análisis que emplee la mejor estimación de códigos computacionales junto con datos conservadores y/o reales considerando las incertezas asociadas en el cálculo de los resultados.

Más allá de los accidentes básicos de diseño, se emplean análisis basados en las mejores estimaciones junto a las incertezas asociadas al fenómeno. Esto se aplica al análisis de lo que sucede pero no a la mitigación de las consecuencias del mismo.

El método más usado de los tres es el de los análisis basados en la mejor estimación junto a las incertezas asociadas, ya que tiene las siguientes particularidades y ventajas:

a) El uso de un análisis conservador puede conducir a una predicción incorrecta de sucesos o de los tiempos involucrados, junto a excluir elementos importantes del fenómeno bajo análisis. Además no tiene márgenes o rangos de aceptación y esto le quita flexibilidad a la operación de la planta.

b) El análisis basado en la mejor estimación es más realista y describe mejor el comportamiento físico de la planta permitiendo identificar los parámetros más relevantes y su posterior comparación con los criterios de aceptación o rechazo.

Para accidentes con grandes márgenes de aceptación es más fácil, por razones de simplicidad, el uso del análisis del tipo conservador ya que en éste no se evalúan las incertidumbres.

Para accidentes con pequeños márgenes de aceptación es necesario utilizar el análisis basado en la mejor estimación y cuantificar el grado de incerteza.

En el caso de los posibles hechos que desencadenan eventos el uso del análisis basado en la mejor estimación junto a la evaluación de incertezas permite evitar límites que resultan innecesariamente demasiado estrictos, permitiendo una mejor evaluación de los límites reales aumentando la flexibilidad de la planta y evitando a su vez paradas innecesarias.

En caso de modificaciones que impliquen una mayor potencia, grado de quemado, cambio en el ciclo del combustible, y prolongación de vida útil se debe realizar un análisis compresivo para demostrar que se cumple con los criterios de aceptación.

El método determinístico

El método determinístico (o postulado) se basa en hechos dados en una cadena de causas y efectos, analizando los efectos de las causas planteadas a nivel de sistemas relevantes y eventos desencadenantes.

El método estadístico (o en retrospectiva) se basa en las reglas que se pueden obtener analizando una gran cantidad de experiencias previas. Observando los sistemas se pueden implementar acciones a nivel de eventos a considerar. Es un método descriptivo y el riesgo es ≥ 0 .

Por último en el método probabilístico los eventos se definen en base a su probabilidad de ocurrencia. Se realiza un análisis completo de las causas y las cadenas de hechos que desencadenan junto a una estimación realista de las frecuencias de estos hechos. El riesgo depende de la probabilidad.

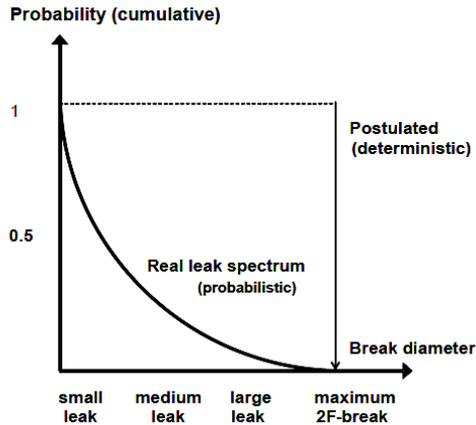


Figura 5.3 Determinismo vs Probabilismo para el caso de una pérdida de refrigerante primario. Vemos que la posibilidad de una pérdida pequeña es casi 1 (hay certeza que una pequeña pérdida se dará), en cambio de una gran falla es nula o muy pero muy baja.

El estado de operación de una planta se divide en: modo operacional y accidentes. A su vez el modo operacional se subdivide en operación normal y eventos previstos. Por otro lado la situación de accidente se subdivide en tres grandes grupos: accidentes básicos de diseño junto con los accidentes que no son básicos de diseño pero que están englobados por estos mismos por un lado, y por otro lado los accidentes más allá de los básicos de diseño y finalmente los accidentes severos. Los accidentes severos implican un daño dentro del núcleo, con liberación de material radioactivo al recipiente de presión, a la estructura de confinamiento, o al ambiente.

Para cada planta es necesario definir claramente todos los posibles eventos iniciales (PIE *postulated initiating events*) que pueden desencadenar transitorios operacionales y/o accidentes, pudiendo así considerarlos como escenarios posibles para evaluar los riesgos. Para realizar el estudio determinístico de los eventos iniciales postulados y los transitorios asociados se los agrupa en base a las consecuencias de los mismos sobre la seguridad de la planta.

Dentro de los eventos típicos previstos se encuentra la pérdida de energía normal, falla en la turbina, falla en equipos de control y pérdida de energía en las bombas de circulación del refrigerante primario.

Para los accidentes básicos de diseño los eventos iniciales se agrupan en los siguientes grupos:

- a) Aumento o disminución de transmisión de calor en el circuito primario.
- b) Aumento o disminución del caudal de refrigeración primario.
- c) Anomalías en la reactividad y potencia del núcleo.
- d) Aumento o disminución del nivel de refrigerante del núcleo.
- e) Liberación de material radioactivo por falla de un subsistema o componente.

Como el análisis de todos los casos resulta imposible, solo se estudian una serie de casos que engloban a los no estudiados de cada grupo de eventos iniciales postulados. Los casos que se estudian son los que presentan las condiciones más severas respecto de la seguridad y de los criterios de aceptación. En los reactores de agua liviana también se estudian una serie de casos derivados de transitorios que no requieren apagar al reactor (ATWS *anticipated transients without scram*).

Existen otro tipos de eventos y transitorios que conducen a la liberación de material radioactivo en los cuales fallan las barreras de confinamiento como puede ser el caso de la rotura de un caño de vapor caliente de un generador de vapor, la pérdida de refrigerante primario, y fallas que pueden darse cuando las barreras de contención están abiertas con la planta parada.

La forma más común de agrupar a los eventos iniciales es en base a su probabilidad de ocurrencia (ver Tabla 5.2). Una segunda alternativa es agruparlos en base a la frecuencia de los escenarios previstos; para esto se usa un análisis probabilístico que no solo determina la secuencia que conduce al daño del núcleo sino aquellos casos mucho más frecuentes que no llegan a degradarlo o si lo dañan lo hacen levemente.

Ocurrencias (1/ año*reactor)	Características	Estado de la planta	Terminología	Criterio de aceptación
10^{-2} a 1 esperado durante la vida útil de la planta	Esperado	Eventos operacionales esperados	Transitorios anticipados, fallas frecuentes, incidentes moderadamente frecuentes, condiciones anormales y fuera de lo previsto	No hay daño adicional del combustible nuclear
10^{-4} a 10^{-2} existe una chance de que suceda mayor a un 1% durante la vida de la planta	Posible	Accidentes básicos de diseño	Accidentes no frecuentes, fallas no frecuentes, fallas límite y condiciones de emergencia	No hay impacto radioactivo ni dentro ni fuera de la planta
10^{-6} a 10^{-4} existe una chance de que suceda menor a un 1% durante la vida de la planta	No probable	Más allá de los accidentes básicos de diseño	Condiciones de falla	Consecuencias radiológicas fuera del área de exclusión limitadas
$< 10^{-6}$ muy poco probables de ocurrir	Improbable (ni remotamente sucede)	Accidentes severos	Condiciones de falla	Se necesita respuesta ante la emergencia más allá de la central

Tabla 5.2 División de los eventos iniciales postulados (PEI's) en base a probabilidad de ocurrencia IAEA SSG-2.

Más allá de los accidentes básicos de diseño, incluyendo a los accidentes severos, se los trata en forma separada, logrando así determinar las medidas a implementar para reducir este tipo de riesgo junto con la mitigación de las posibles consecuencias.

El análisis de seguridad del tipo determinístico predice la respuesta a los eventos iniciales postulados. Hay una serie de reglas y criterios de aprobación que regulan el estudio, poniendo el énfasis en flujo neutrónico, el comportamiento termohidráulico, el termomecánico, en aspectos radiológicos y estructurales. Las corridas de computación se hacen para ciertos estados de operación predeterminados y los resultados son la variación en el tiempo y el espacio de varias variables de la planta. En la etapa de diseño el análisis determinístico se realiza iterando varias veces, partiendo de premisas conservadoras y contenedoras, y reduciendo los márgenes de aceptación de cada evento postulado.

Para garantizar que se cumpla con el principio de defensa en profundidad es necesario un análisis de las distintas fallas de las barreras de contención.

Accidentes básicos tales como grandes pérdidas de refrigerante primario (*Large LOCA loss of coolant accident*), pérdidas de refrigerante secundario, expulsión de una barra de control,

también deben analizarse desde un punto de vista determinístico a pesar de su muy baja ocurrencia. Una excepción a esta regla general es el principio, también aceptado en la industria, que los caños pierden antes de una rotura total y esto aplicando la idea de la mejor estimación, puede utilizarse para determinar los requerimientos de estructuras, sistemas y componentes.

Resumiendo en la etapa de diseño se emplea un criterio conservador y en la etapa de operación uno más real para determinar la evolución y consecuencias de un accidente. Para accidentes más allá de los básicos de diseño, junto a los accidentes severos se aplica la mejor estimación.

La siguiente tabla 5.3 permite visualizar las distintas opciones de análisis determinístico siendo la más utilizada la segunda.

Opción	Código computacional	Disponibilidad de sistemas	Condiciones iniciales de borde
1. Conservadora	Conservador	Presunciones conservadoras	Condiciones de contorno conservadoras
2. Combinada o Mixta	Mejor estimación	Presunciones conservadoras	Condiciones de contorno conservadoras
3. Mejor estimación	Mejor estimación	Presunciones conservadoras	Realistas además de considerar incertezas y solo considerar parcialmente las condiciones más desfavorables
Riesgo informado	Mejor estimación	Derivados de un análisis de riesgo probabilístico	Realistas además de considerar incertezas

Tabla 5.3 Diferentes opciones de combinación entre los códigos computacionales y los datos de entrada. Los datos reales solo pueden utilizarse si se conocen las incertezas asociadas o si se conoce la distribución. Para aquellos casos en que se desconocen las incertidumbres como así también los niveles de confianza hay que emplear un criterio conservador.

Aquí la opción N°1, que es un análisis conservador, implica generar resultados pesimistas, con condiciones de contorno y de partida pesimistas. Se aplica el criterio de la falla única, considerando la que más afecta a la seguridad del sistema bajo análisis. El sistema debe seguir funcionando y se compara como afecta la falla al parámetro bajo análisis respecto de los límites de aceptación. Este método se utilizó hasta 1970 ante la falta de suficientes datos y experiencias concretas.

La segunda opción, que es la más usada, parte del uso de la mejor estimación del código computacional, pero manteniendo para la disponibilidad y las condiciones de contorno un criterio conservador. A partir de 1970 cuando el conocimiento y la técnica avanzaron se introdujo este método que permite ajustar las respuestas del modelo computacional a los datos experimentales existentes.

La tercera opción usa la mejor estimación para los códigos computacionales junto con datos más realistas y sólo en parte las condiciones menos favorables. Tiene la desventaja de la necesidad de fijar los rangos de incertezas, siendo necesario realizar evaluaciones de sensibilidad.

En general se usan las opciones dos y tres o una combinación de ambas. Cuando hay muchos datos disponibles se usa la opción tres que emplea datos reales; si no hay datos disponibles se usa el criterio conservador de la opción dos. La diferencia entre ambas estimaciones radica en los grados de incertezas involucrados.

Los criterios de aprobación se definen como los límites y condiciones definidos por los organismos de control necesarios para alcanzar un adecuado nivel de seguridad. Esto implica demostrar que se cumple con los siguientes puntos para todo el rango de operación y ante los accidentes básicos de diseño:

- a) Ante un accidente las dosis de radiación recibidas por los trabajadores de la planta como las del público más allá del área de exclusión deben permanecer por debajo de los límites autorizados. Este criterio se lo debe sopesar con la frecuencia del evento inicial y con la frecuencia de las consecuencias que acarrea el accidente dependiendo del criterio adoptado.
- b) Debe mantenerse la integridad de las barreras de contención.
- c) Se debe mantener la capacidad de los sistemas y de los operarios que deben realizar funciones atinentes a la seguridad.
- d) En algunos diseños se debe evitar toda liberación temprana de gran cantidad de material radioactivo.

Los eventos que suceden con mayor frecuencia, tales como los transitorios operacionales, deben someterse a un criterio de aceptación más restringido que aquellos accidentes menos frecuentes como algunos accidentes básicos de diseño.

Cada sistema, estructura y/o componente vinculado a la seguridad debe poder demostrar que se comporta tal lo diseñado durante un accidente básico de diseño. El cumplimiento del criterio de la única falla más severa debe ser aplicado a cada sistema de seguridad de la planta como caso límite del criterio de aceptación.

Los típicos criterios de aceptación son los siguientes:

- a) Límites numéricos de algunas variables tales como el pico máximo de temperatura de las vainas combustibles y porcentaje de oxidación de las mismas.
- b) Condiciones de la planta durante y luego de un accidente.
- c) Requisitos de componentes y estructuras.
- d) Requisitos de acciones a realizar por los operadores.

El análisis de seguridad del tipo determinístico no alcanza a cubrir la totalidad de los aspectos involucrados en la seguridad de la planta. Se lo debe complementar con un estudio probabilístico.

Por ejemplo el estudio determinístico puede usarse para establecer si la planta cumple con los criterios de aceptación y el probabilístico determina la probabilidad de falla de cada barrera involucrada.

Por otro lado el estudio probabilístico es una herramienta adecuada para considerar los riesgos ante eventos muy poco frecuentes, en cambio el estudio determinístico sirve para evaluar las consecuencias de eventos más frecuentes respecto del criterio de aceptación establecido.

El análisis determinístico se aplica a los siguientes casos:

- a) Al diseño de la planta desde un punto de vista conservador o de la mejor estimación.
- b) Al proceso de licenciamiento o ante modificaciones sustanciales a la planta.
- c) Ante requerimientos de los organismos de control.
- d) Al análisis de incidentes y otras fallas hipotéticas.
- e) Al desarrollo de planes de mantenimiento y emergencia.
- f) Para mejorar los análisis de seguridad preexistentes.

El método probabilístico

Entre la experiencia operacional adquirida con los años y los eventos de importancia respecto a la seguridad de las plantas nucleoelectricas hay una zona gris dada por la escases de eventos que conducen a accidentes severos que sólo puede zanjarse con estudios teóricos como el análisis probabilístico (PSA *Probabilistic safety assesment* o PRA *probabilistic risk assestment*). Los primeros estudios proporcionaron una nueva mirada sobre los puntos débiles de la seguridad de toda la planta. El informe WASH-1400 de 1975 demostró los riesgos inherentes a una pequeña rotura en un caño de refrigeración primario (*small loss of coolant accident*) en un reactor del tipo PWR y sugirió medidas para evitarlo.

Los PSA se siguen haciendo tanto para plantas en funcionamiento como para aquéllas en etapa de diseño y sirven fundamentalmente para identificar los puntos débiles no considerados en el análisis determinístico.

Los objetivos de un PSA son los siguientes:

- a) Identificar los eventos o combinación de los mismos que pueden conducir a un accidente severo.
- b) Asignar una probabilidad de ocurrencia de los mencionados eventos.
- c) Evaluar las consecuencias.

Para lograr lo arriba mencionado se debe recabar información en relación al diseño de la planta, modos de operación, historia de operación, confiabilidad de componentes y sistemas, comportamiento humano, accidentes y efectos potenciales sobre las personas y el ambiente. La idea es tener un panorama general de la seguridad detectando puntos flojos y vulnerabilidades para un amplio espectro de eventos, juntos con las incertidumbres de los resultados numéricos finales.

Existen tres niveles de PSA a saber:

- a) Nivel 1: en este caso el PSA proporciona una evaluación del diseño de la planta enfocándose en las secuencias que pueden conducir a un accidente severo.
- b) Nivel 2: en este caso el PSA se enfoca en el daño del núcleo, la respuesta de las barreras de confinamiento, y en las fugas de material radioactivo.
- c) Nivel 3: en este caso el PSA estudia la dispersión del material radioactivo liberado, junto a las consecuencias sobre los seres humanos y el ambiente.

En cada caso el análisis probabilístico brinda la frecuencia (probabilidad en eventos por reactor x año) de las consecuencias adversas y su dependencia respecto a ciertas características técnicas de la planta en cuestión.

El análisis parte de una serie de eventos disparadores, con una cierta probabilidad de ocurrencia asignada, que desafían a la seguridad de la planta, y que pueden derivar en una serie de eventos con consecuencias más allá de los accidentes básicos de diseño. Se usa un modelo detallado de la planta, la probabilidad de cada evento iniciador, y la confiabilidad de sistemas y componentes. Dentro de lo posible hay que usar datos propios de la planta bajo análisis más que bases de datos generales. Los PSA pueden realizarse en plantas en funcionamiento o en plantas en etapa de diseño.

Existen dos formas de evaluar los resultados de un PSA, una es en forma relativa a la importancia de las contribuciones al riesgo general de la planta de los distintos eventos disparadores y las sucesivas secuencias para los distintos equipos y modos de operación; la otra es en forma riesgo absoluto de la planta considerando los grados de incerteza asociados.

El método probabilístico tiene también sus limitaciones, dada entre otras cosas, por la dependencia del diseño, las incertezas asociadas a los datos a cargar en el modelo y las

dificultades inherentes a cómo tratar ciertos aspectos como la conducta humana junto a la mirada subjetiva del equipo que realiza el PSA.

Las causas comunes de fallas son muy poco probables, sin embargo tienen asociadas una de las tasas más altas de riesgo en sistemas redundantes.

Los eventos de muy baja ocurrencia se los descarta en un análisis probabilístico. Por ejemplo si el riesgo probabilístico de daño al núcleo varía entre 10^{-5} a 10^{-4} por reactor año, todo evento cuya ocurrencia se menor que 10^{-7} se lo descarta.

El resultado final de un PSA representa, con un cierto grado de confianza, que un evento ocurrirá en un determinado tiempo.

En general los PSA se realizan sobre una planta a plena carga, pero recientemente, luego de un estudio en Francia, se llegó a la conclusión que *mientras que la planta está apagada los riesgos pueden ser mayores ya que muchos sistemas de seguridad pueden no estar operativos y la seguridad más relajada.*

Los estudios de PSA se realizan para una planta bajo ciertas condiciones en un instante dado, no se modelan en el tiempo.

El caso del accidente en Chernóbil en 1986 es un claro ejemplo de lo que pudo haberse evitado realizando un análisis probabilístico. El mal diseño de la planta permitía una reacción autocatalítica con destrucción de todas las barreras de contención ante una única falla del sistema de control de la reactividad del núcleo. Entonces, si se hubiera hecho un PSA la evaluación del riesgo asociado a la falla del sistema de control de reactividad hubiera dado altísima estando principalmente asociada a fallas de causa común junto con errores humanos.

Los estudios probabilísticos de una planta se realizan en base a dos técnicas: la primera es construyendo, partiendo de un evento iniciador, un árbol de sucesos para cada grupo preestablecido de eventos iniciales (PIE); la segunda opción es construir un árbol de fallas para cada componente o sistema cuya probabilidad de falla sea importante en lo atinente a la seguridad y a los accidentes que desencadenan.

En resumen un estudio probabilístico versus uno determinístico se caracteriza por:

- El PSA es un estudio complementario.
- Pretende lograr una descripción más real del riesgo y la seguridad.
- Los PSA proveen información sobre comportamientos esperados del sistema ante la implementación de ciertas medidas de seguridad.
- El PSA refleja las consecuencias de ciertas dependencias y de la interrelación hombre-máquina.
- El PSA muestra las incertidumbres.
- El PSA muestra la importancia relativa de cada secuencia de accidente, permitiendo así enfocarse en las principales.
- El PSA permite asignar correctamente los recursos disponibles.

Los árboles de sucesos son gráficos que partiendo del evento inicial considerado se van abriendo en los diversos caminos y sus probabilidades asociadas tanto para la operación normal, los transitorios, los accidentes y la mitigación del mismo. En una palabra partiendo de un hecho inicial al final se tendrán diversas opciones y la probabilidad de las mismas.

A continuación se analizan las diversas probabilidades en un árbol de sucesos que se dan en un accidente del tipo TMLB (*station blackout with an induced reactor coolant pump seal loss of coolant accident*) a partir de la caída de suministro de energía eléctrica exterior por un

tiempo mínimo de tres horas, la caída del agua de alimentación auxiliar debido a la caída de los generadores diesel y la bomba accionada por la turbina según el informe WASH-1400 de 1975.

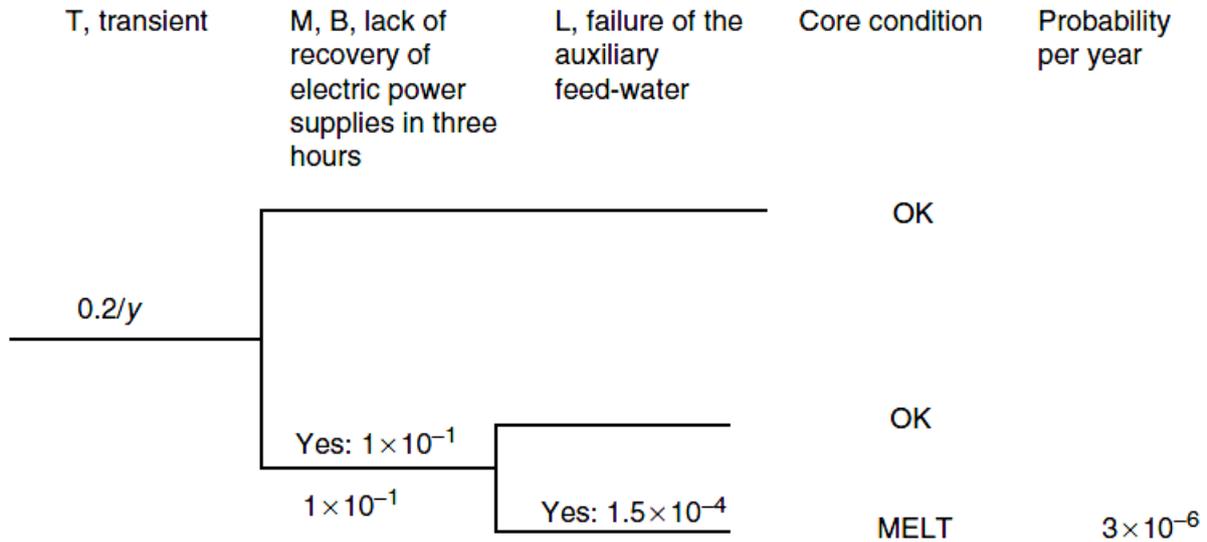


Figura 5.4 Árbol de eventos ante un TMLB para un reactor del tipo PWR.

Queda así claro que la probabilidad del evento inicial es de 0,2/ reactor año, luego que falle el suministro eléctrico por más de tres horas tiene una probabilidad de 0,1/ reactor año, a su vez que falle el agua de la bomba movida por la propia turbina tiene una probabilidad de $1,5 \times 10^{-4}$. La probabilidad que el núcleo se funda surge del producto de las tres probabilidades mencionadas:

Probabilidad de que el núcleo se funda = $0,2 \times 0,1 \times 1,5 \times 10^{-4} = 3 \times 10^{-6}$ / reactor año

Los árboles de falla a diferencia de los árboles de sucesos encaran el problema al revés, parten del sistema o componente que falla y van para atrás hasta ver que sucesos iniciadores pueden dar lugar a dicha falla con las probabilidades asociadas a cada uno.

Para ver un ejemplo de este método analizaré un sistema simple de una válvula V3 que tiene un flujo menor al requerido (ver figura 5.5), que puede deberse a que las dos válvulas que la preceden V1 y V2 dejen pasar un caudal menor al requerido, que falle el sistema de medición de caudal de V3, o que V3 esté cerrada.

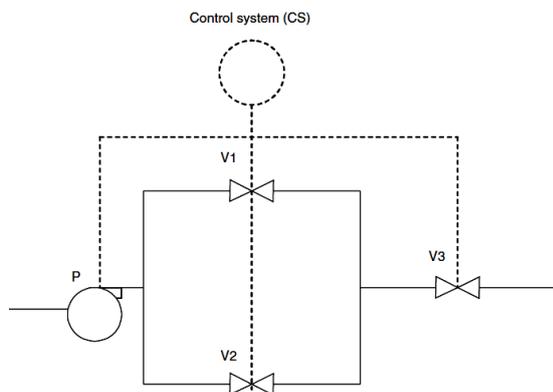


Figura 5.5 Un sistema simple en el cual el caudal que atraviesa la válvula V3 es menor al requerido.

El árbol de fallas es el de la Figura 5.7 y los símbolos que se emplean son los de la Figura 5.6

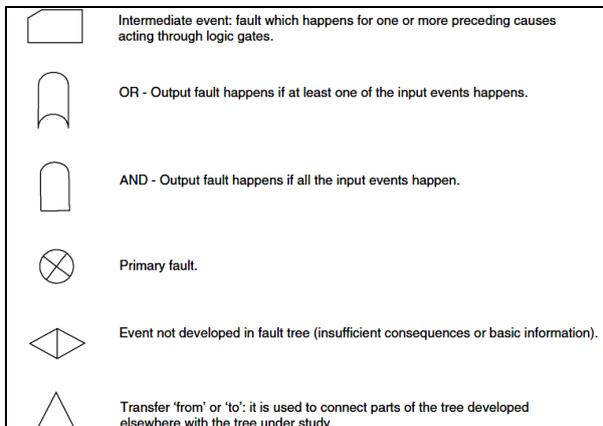


Figura 5.6 Símbolos utilizados en los árboles de falla.

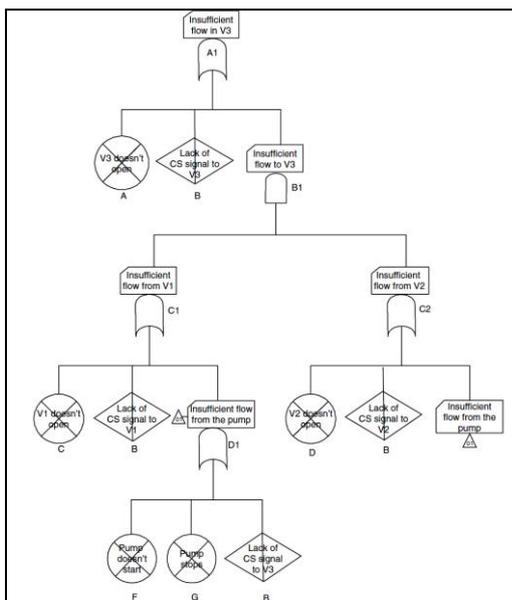


Figura 5.7 Árbol de fallas del sistema de la figura 5.5

Las relaciones básicas que surgen de este árbol de fallas son las siguientes:

$$A1 = A + B + B1$$

$$B1 = C1 \cdot C2$$

$$C1 = C + B + D1$$

$$D1 = F + G + B$$

$$C2 = D + B + D1$$

Una forma de calcular la probabilidad de falla del componente o sistema bajo estudio surge de analizar todo el árbol de fallas con las probabilidades de falla de cada evento que aparece en árbol. Este método sólo es aplicable a casos muy simples y pierde la esencia del método que implica destacar que eventos son los más importantes y sus probabilidades asociadas. Para lograr

esto se aplica directamente el Álgebra de Boole ya que existe una relación entre el resultado matemático y la probabilidad surgida del análisis, al simplificar notablemente al árbol de fallas.

El cálculo de la probabilidad es fácil si los eventos iniciales son muy poco probables ya que en este caso se desprecia la probabilidad de la intersección de dos eventos (C.D).

Existen programas o códigos computacionales que calculan estas probabilidades.

Hay que prestar especial atención al caso de fallas por causas comunes (CCF *common cause failures*) ya que esto puede tornar vulnerable a sistemas redundantes.

Los datos de probabilidad de fallas de sistemas y componentes deben tomarse en lo posible de los disponibles de la planta en cuestión. De no estar éstos disponibles se usan los de plantas similares y en el último caso de datos genéricos tabulados como los siguientes:

Probabilidad de no recuperar un componente	Tiempo de recuperación en minutos en sala de control	Tiempo de recuperación en minutos fuera de la sala de control
1,00	< 5	< 15
0,25	5-10	15-20
0,10	10-20	20-30
0,05	20-30	30-40
0,03	30-60	40-70
0,01	≥ 60	≥70

Tabla 5.4 Probabilidades de no recuperar el funcionamiento de un componente según el lugar en que se encuentre y en función de la probabilidad de falla de la misma.

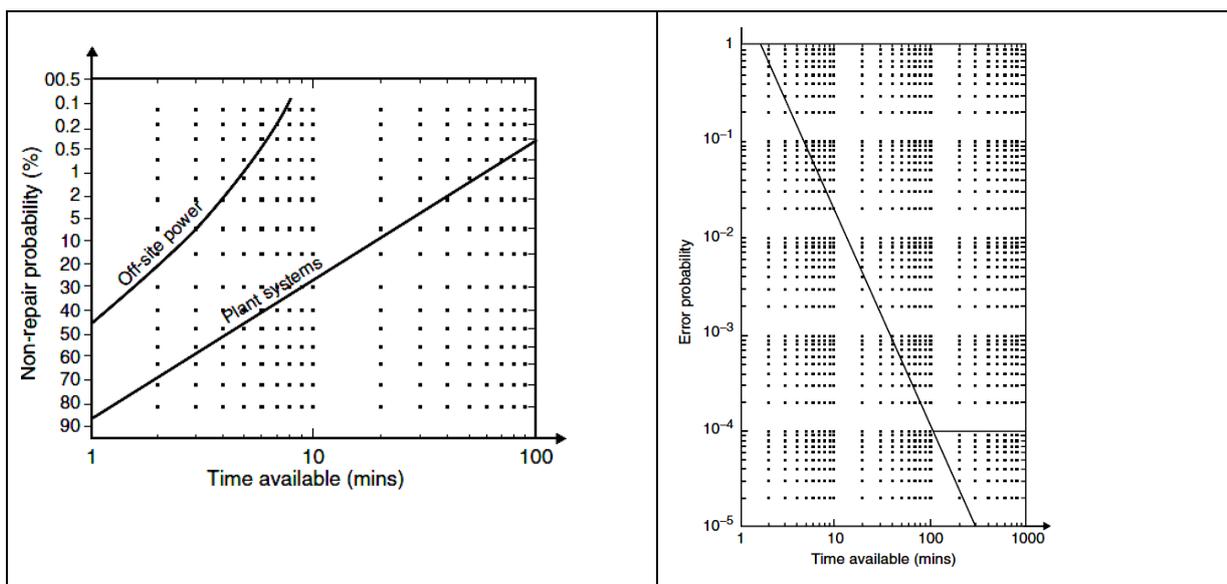


Figura 5.8 Probabilidad de no reparar un componente en función del tiempo disponible (izquierda).

Figura 5.9 Probabilidad del operador de cometer un error en base al tiempo disponible para realizar la operación.

Component	Value	Component	Value
Break of very small pipe (up to about 30 l s ⁻¹)	3E-2 yr ⁻¹ (B) 2E-2 yr ⁻¹ (P)	• failure to operate	5E-3 hr ⁻¹
Break of small pipe (up to about 80 mm diameter)	3E-3 yr ⁻¹ (B) 1E-3 yr ⁻¹ (P)	• unavailability for test and maintenance	1E-2/d
Break of intermediate pipe (up to about 160 mm)	3E-4 yr ⁻¹ (B) 1E-3 yr ⁻¹ (P)	Diesel engine pumps:	
Break of large pipe	1E-4 yr ⁻¹ (B) 5E-4 yr ⁻¹ (P)	• failure to start	1E-3/d
Transient for loss of d.c. bus	5E-3 yr ⁻¹	• failure to operate	8E-4 hr ⁻¹
Transient for loss of a.c.	5E-3 yr ⁻¹	• unavailability for test and maintenance	1E-2/d
Transient for loss of outside lines	0.1 yr ⁻¹	Heat exchanger:	
Transients not caused by the loss of the electric power generation system	4.8 yr ⁻¹ (B, FW) 0.56 yr ⁻¹ (B, etc.) 6.85 yr ⁻¹ (P)	• plugging	5.7E-6 hr ⁻¹
Transients caused by loss of electric power generation system	1.56 yr ⁻¹ (B) 1.41 yr ⁻¹ (P)	• break (leaks)	3E-6 hr ⁻¹
Spurious opening of relief valve	1.4E-1 yr ⁻¹ (B) 0 (P)	Emergency diesel generator:	
Solenoid valves:		• failure to start	3E-2/d
• failure to operate	1E-3/d demand	• failure to operate	2E-3 hr ⁻¹
• plugging	4E-5/d	• unavailability for test and maintenance	6E-3/d
• unavailability for test and maintenance	2E-4/d	Malfunction of external power supply (not an initiating event)	2E-4/d
Hydraulic operated valves:		Malfunction of various components:	
• failure to operate	1E-3/d	• batteries	4E-4/d
• plugging	4E-5/d	• buses	9E-5/d
• unavailability for test and maintenance	2E-4/d	• battery chargers	4E-4/d
Explosive operated valves:		• inverters	4E-2/d
• failure to operate	3E-3/d	Unavailability for test and maintenance:	
• plugging	4E-5/d	• batteries	1E-3/d
• unavailability for test and maintenance	2E-4/d	• buses	6E-5/d
Manual valves:		• battery chargers	3E-4/d
• plugging	4E-5/d	• inverters	1E-3/d
• unavailability for test and maintenance	2E-4/d	Battery depletion time	5-7 hr
Non-return valves:			
• failure to open	1E-4/d		
• failure to close	1E-3/d		
Motor operated relief or safety valves:			
• failure to open	0.1/d		
• failure to reclose	3E-2/d		
Electric motor pumps:			
• failure to start	3E-3/d		
• failure to operate	3E-5 hr ⁻¹		
• unavailability for test and maintenance	2E-3/d		
Turbine driven pumps:			
• failure to start	3E-3/d		

Tabla 5.5 Tasa de fallas Ejemplo 3E-2 /d es 3 10⁻²/día, B es para reactores tipo BWR y P para PWR , FW sistema de alimentación de agua (*Feed water system*).

En la siguiente tabla se resumen las diferencias entre un árbol de falla versus un árbol de eventos:

Árbol de Fallas	Árbol de eventos
Método deductivo	Método inductivo
Indica la relación lógica entre eventos	Indica la dependencia de los eventos que están a la par (probabilidad condicional)
Una cadena simple de eventos desde el principio hasta los eventos básicos que no tienen una importancia obvia	Todos los eventos desde el inicial al final son importantes para el sistema
No se define el estado del sistema en los nudos del árbol, el evento inicial no define el estado del sistema	Indica muchas posibles combinaciones del sistema / componentes y eventos externos. El estado último debe estar previamente definido.
	Permite un mejor entendimiento del rol de los operadores y de los eventos externos sobre el sistema.
Es una aproximación estática	Se consideran los procesos dinámicos

Tabla 5.6 Comparación entre árbol de fallas vs árbol de eventos.

El primer estudio de la seguridad de reactores aplicando el método probabilístico incluyendo árbol de falla y árbol de eventos se publicó en Estados Unidos en 1975 bajo el nombre de WASH -1400. Incluía la metodología de estudio para sistemas ingenieriles complejos de dos plantas nucleoelectricas típicas de Estados Unidos.

La idea fue cuantificar el riesgo en función de la probabilidad al año de ocurrencia.

$$\text{Riesgo} = (\text{probabilidad de accidentes por año}) \times (\text{consecuencia de dichos accidentes})$$

Desglosando el segundo término de esta igualdad surge:

$$\text{Riesgo} = \{(\text{probabilidad de eventos disparadores por año}) \times (\text{probabilidad de falla en la contención})\} \times \{(\text{tasa de liberación de material radioactivo [Ci/ accidente]}) \times (\text{probabilidad de muertes [muertes / Ci liberado]})\}$$

Ci es una unidad de radioactividad antigua cuya equivalencia es:

$$1\text{Ci} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Bq}$$

La probabilidad del evento disparador o iniciador (PIE) condiciona a las tres probabilidades restantes. Cada bloque del segundo término de la ecuación arriba mencionada implicará un estudio de un árbol de eventos, con el soporte de un árbol de fallas para cada evento analizado.

El número de muertes en corto plazo se usa como indicador a los fines ilustrativos ya que existen otras consecuencias de largo plazo como cáncer a largo plazo, nódulos en la tiroides, daño a la propiedad y demás.

El informe se basa en un análisis de la dinámica de la planta con la simulación de los diversos accidentes, junto con la dispersión de material radioactivo y las dosis a que son sometidos el público y operarios

Las conclusiones del informe WASH 1400 son las siguientes:

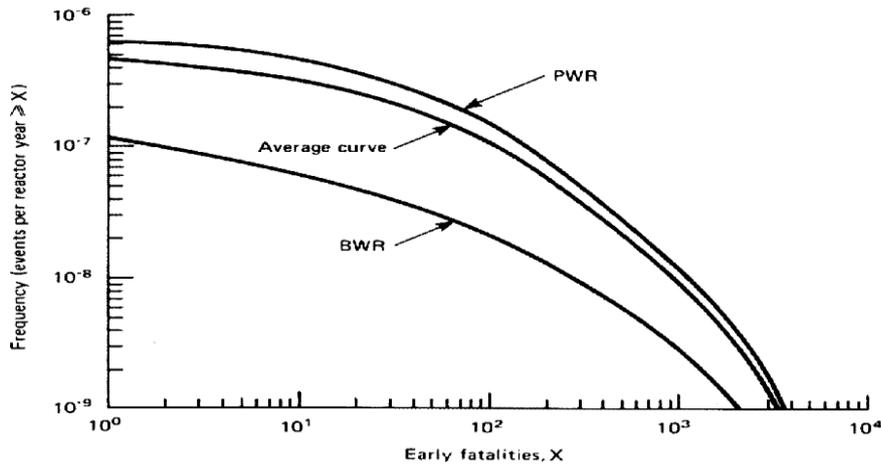


Figura 5.10 Estimaciones de riesgo de muertes en el corto plazo para reactores de agua liviana según el informe WASH 1400 de 1975.

Haciendo una comparación del riesgo de las plantas nucleares estudiadas en el informe WASH-1400 respecto de hechos de la naturaleza tenemos que los riesgos de muertes tempranas de las plantas nucleares son comparables a las muertes por meteoritos y se encuentran muy por debajo de la probabilidad de muertes por tornados, huracanes y terremotos.

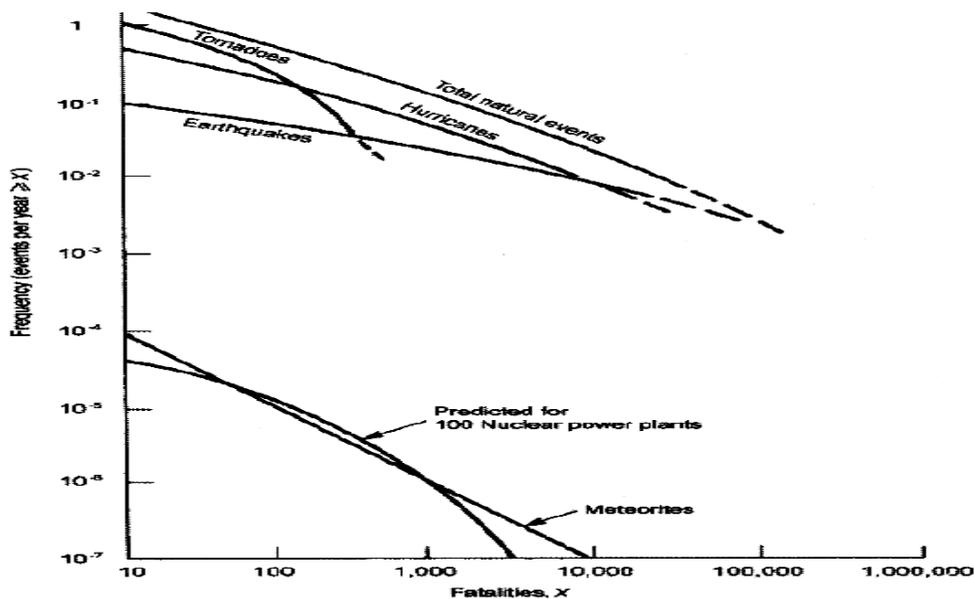


Figura 5.11 Comparativa del riesgo de muertes tempranas vs frecuencia del hecho en plantas nucleares, meteoritos, terremotos, huracanes y tornados según el informe WASH-1400 (100 reactores del tipo agua liviana PWR y BWR).

Los resultados de los análisis probabilísticos de riesgo en general se presentan como una distribución de probabilidad acumulada. Por ejemplo muestran la probabilidad de que un accidente produzca una cierta cantidad de muertes figura 5.12 izquierda.

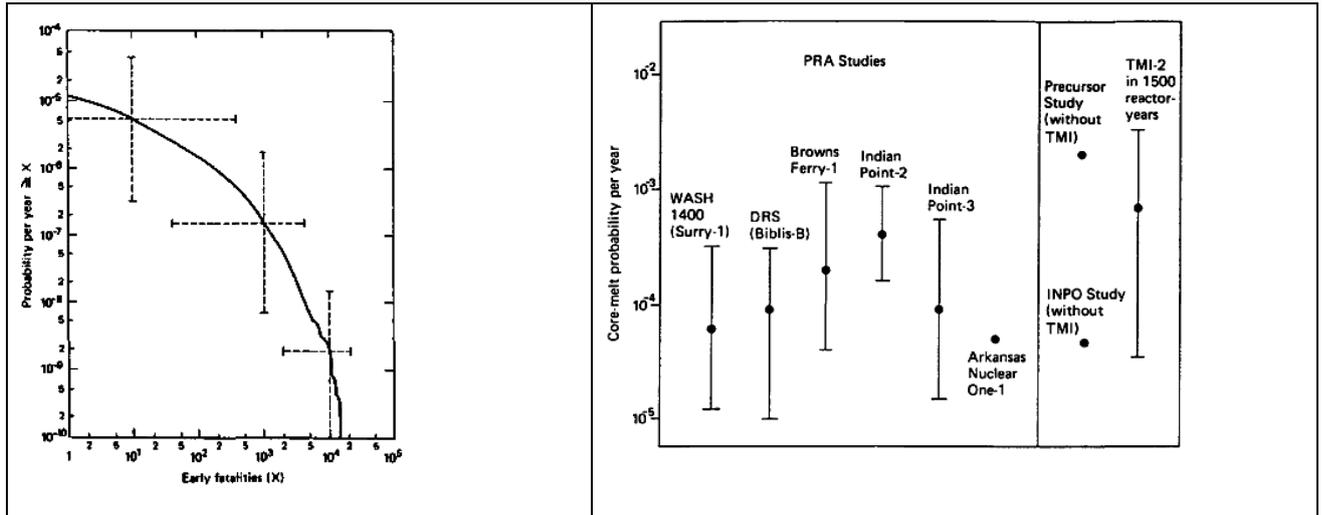


Figura 5.12 Resultados de un análisis de riesgo probabilístico (PSA): probabilidad acumulada en función del número de muertes. Las líneas de trazos indican el grado de incertidumbre para un nivel de confianza del 90% (izquierda).

Figura 5.13 Comparativa de diversos estudios probabilísticos (PSA o PRA) en lo que respecta a daño severo al núcleo del reactor (derecha).

El mayor aporte que otorga un PSA radica en identificar los impactos más importantes y las consecuencias más severas junto a las causas que las generan.

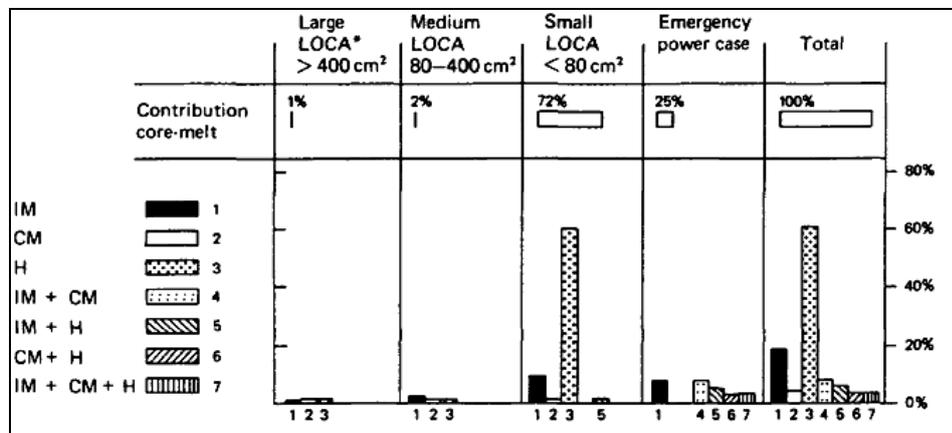


Figura 5.14 Probabilidad de daño severo del núcleo de un reactor para diversos accidentes con pérdida de refrigerante primario (LOCA) en función de IM (falla independiente de material), CM causas común de falla, y H error humano. Aquí se ve claramente que más del 60% de los posibles accidentes que implican daño severo al núcleo son por causas humanas (1979).

Bibliografía:

Nuclear Safety by Gianni Petrangeli USA 2006 publicado por Elsevier Butterworth-Heinemann ISBN 13: 978-0-7506-6723-4

IAEA Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants :SAFETY GUIDE SSG-2 Viena 2009 ISBN 978-92-0-113309-0

IAEA Defense in Depth in Nuclear Safety INSAG-10 Viena 1996 ISBN 92-0-103295-1

IAEA Probabilistic Safety Assessment INSAG-6 Viena 1992 ISBN 92-0-102492-4

IAEA Seguridad en Centrales Nucleares: Diseño N°SSR-2/1 Viena 2012 ISBN 978-92-0-331310-0

Risk and Safety by John Lee and Norman McCormick USA 2011 publicado por John Wiley & Sons Inc ISBN 9781-118-4346-2.

IAEA Bulletin, Vol 25 N°4 The Future role of risk assessment in nuclear safety by R. Niehaus

6. FACTORES QUE AFECTAN A LA SEGURIDAD DE ALGUNOS COMPONENTES DE UN CENTRAL NUCLEAR

El recipiente de presión

El caso de la rotura del recipiente de presión no está incluido en los accidentes básicos de diseño, ni en los accidentes severos. En el hipotético caso de darse este accidente, sin poder mitigar sus efectos, se produciría un accidente de la magnitud de Chernóbil.

Si bien durante el accidente de Three Mile Island el recipiente de presión resistió más de 20 toneladas de núcleo fundido sin mayores problemas ha habido, en otros reactores, problemas menores como los siguientes: fisuras en las cabezas por donde se introducen las barras de control, daño de la cubierta interna debido a erosión por piezas metálicas rotas, pequeñas fisuras en la unión del recubrimiento interno y el metal base, defectos de materiales, fragilidad del material del recipiente debido al excesivo flujo neutrónico, acumulación de ácido bórico en los mecanismos de control de barras, y pérdidas por las juntas.

Ante la falta de accidentes graves que aporten datos estadísticos sobre la rotura del recipiente de presión, el análisis de este posible accidente se basa en métodos probabilísticos que incluyen los parámetros de resistencia del material, fragilidad, mecánica de las fracturas, cantidad de fracturas o fisuras que inicialmente tiene el recipiente y su evolución, ensayos pre-operacionales y en servicio y por último el crecimiento de roturas por fatiga.

El resultado del estudio permite verificar el nivel de seguridad del recipiente de presión, enfocarse en puntos débiles, definir secuencias de inspección, materiales y condiciones de operación.

La probabilidad de una rotura catastrófica depende en un principio de la presencia de fisuras en el recipiente, la detección de las mismas, su crecimiento o evolución y la resistencia del material medida como la intensidad crítica de stress. Aún no está claro el porqué aparecen las fisuras, pero por lo general están asociadas a las soldaduras estimando de 0,4 a 40 fisuras por metro cúbico de soldadura. La intensidad crítica de stress K_{Ic} posee una distribución gaussiana unimodal y depende del tiempo debido al aumento de fragilidad a causa del excesivo flujo neutrónico.

Las probabilidades de accidentes y de transitorios surgen de la experiencia.

La estimación del riesgo de ruptura puede realizarse aplicando el método de Monte Carlo.

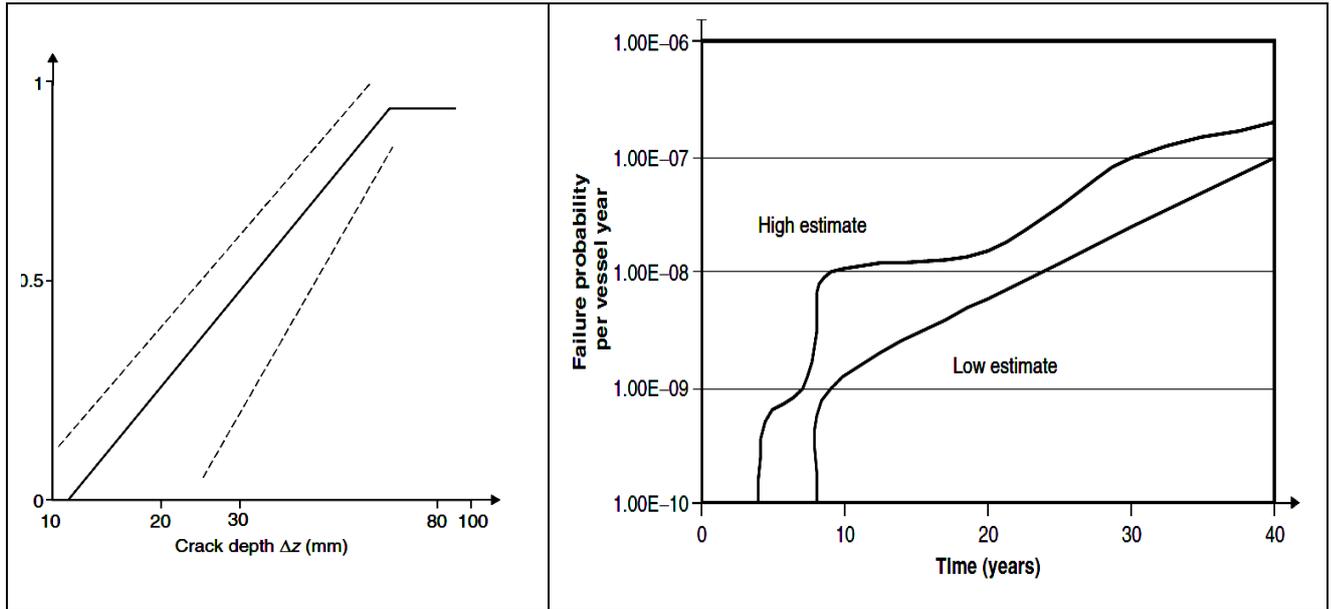


Figura 6.1 Probabilidad de detección de una fisura en función a la profundidad de la misma (izquierda).

Figura 6.2 Probabilidad de falla del recipiente de presión en modo de operación normal y transitorios (derecha).

En el caso de accidentes severos no se puede aplicar un análisis de tipo determinístico ante la falta concreta de datos y el conocimiento del fenómeno.

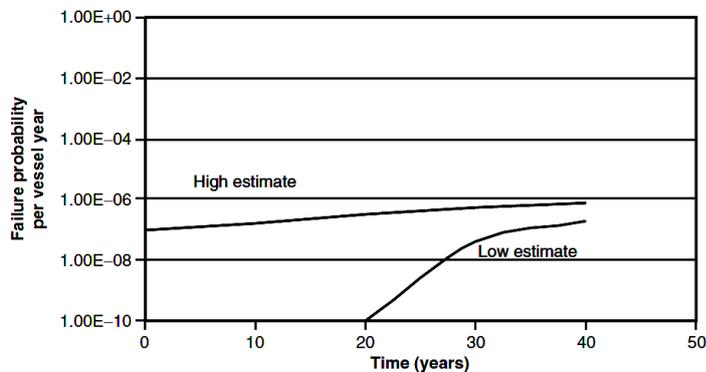


Figura 6.3 Probabilidad de falla del recipiente de presión en caso de accidentes severos basada en los pocos datos actuales y la mejor estimación.

El problema de la fragilidad ante un excesivo flujo neutrónico

Este fenómeno afecta a los reactores tipo PWR ya que en ellos el flujo neutrónico sobre las paredes del recipiente de presión es mayor que en los reactores BWR debido a factores dimensionales y de diseño. El flujo neutrónico afecta las propiedades del acero al carbono del recipiente de presión aumentando la temperatura de transición de frágil a dúctil que comienza siendo de -10°C con el recipiente nuevo y sube varias decenas de grados a medida que el material se irradia. Para temperaturas por debajo de la de transición una fisura que llega a superar una profundidad crítica se propagará debido a la fragilidad y puede provocar la ruptura catastrófica temida. A su vez para empeorar las cosas las tensiones críticas a partir de las cuales se propagan las fisuras también bajan con la reducción de temperatura.

En consecuencia resulta fundamental controlar la fragilidad del recipiente de presión a lo largo de toda su vida útil. De hecho esto se logra en base a diseño adecuado, junto con provisiones adecuadas en el proceso de construcción y operación.

Dentro de los medios prácticos de reducción del flujo neutrónico a lo largo de la vida del reactor podemos mencionar los siguientes: la instalación de escudos alrededor del núcleo, uso de material de sacrificio en la periferia del núcleo, ciclos de recarga de combustibles que minimicen las pérdidas de neutrones rápidos. En algunos reactores de la ex Unión Soviética se aplicó una técnica de recocido del recipiente manteniendo su temperatura en 470°C por siete días, logrando así restablecer las propiedades originales del material.

Otra provisión adicional es calentar el agua de inyección de emergencia del presurizador a 60-80°C para que no entre en contacto a muy baja temperatura con el recipiente de presión.

Desde el punto de vista del diseño y operación existe un programa experimental que mide el flujo neutrónico en diversas áreas de interés como para poder anticiparse con tiempo al problema.

El caso del shock térmico bajo presión

Este caso se da ante un accidente con pérdida del refrigerante primario (LOCA), en el cual una rápida caída de la temperatura del refrigerante primario sucede y en consecuencia de las paredes del recipiente de presión, tanto por la despresurización que ocurre después del accidente como por la entrada de agua fría de emergencia de refrigeración.

El fenómeno ha sido muy estudiado especialmente en el área donde entra el agua de refrigeración ya que puede producir fisuras por fragilidad del material.

Las cañerías

Desde un principio la industria aceptó como parámetro de diseño la rotura, en forma de guillotina, del caño más grande del circuito de refrigeración primario. Los estudios de seguridad implican el análisis termo-hidráulico como consecuencia de la ruptura, la presurización del recipiente contenedor, y la pérdida de refrigerante del núcleo. Luego se consideró adicionalmente los efectos mecánicos y dentro de ellos el efecto de látigo que produce el caño roto golpeando y rompiendo las tuberías adyacentes. Este análisis da por resultado medidas muy costosas de implementar y en general excesivas. Se postuló luego, el principio basado en la experiencia de más de 10000 reactores-año sin este tipo de fallas, que *las cañerías primero pierden antes de romperse*. Este es el criterio que actualmente se aplica salvo para las siguientes excepciones: las cañerías pequeñas cuyo diámetro es menor que 10 cm, las cañerías que conducen vapor, las sometidas a golpes de ariete tanto con líquidos o vapor y por último las cañerías sometidas a corrosión o fatiga.

La condición de ruptura del caño mayor de refrigerante primario se sigue usando en lo que respecta al estudio de la pérdida de refrigeración del núcleo y la presurización del recipiente contenedor.

Los incidentes que se dan en las cañerías pequeñas son difíciles de anticipar por que las pérdidas son muy pequeñas y se deben a dos fenómenos: fatiga térmica y fatiga mecánica por vibración

A diferencia del circuito primario de refrigeración sí ha habido varias roturas en el circuito secundario de pequeñas y grandes cañerías, por lo general en la entrada del agua de los generadores de vapor. Esto se da principalmente por fatiga térmica ya que el agua entra sin precalentar al generador de vapor y por golpe de ariete generado por la parada y arranque de las bombas de recirculación.

Hubo dos casos catastróficos en 1985 en los que una tubería de 368 mm de diámetro y un codo de 460 mm ambos de una aleación de acero ferrítico con bajo contenido de cromo sufrieron, dado el bajo nivel de oxígeno del agua de recirculación, la formación de magnetita (Fe_3O_4) que tiene menor resistencia y es fácilmente atacada por la formación de iones ferrosos solubles cuando el

pH del agua es menor que 8,5 o mayor que 11. La solución fue implementar un control de pH, reforzar las inspecciones y modificar la formulación del acero para que contenga mínimo 2,5% de cromo.

Las pérdidas deben poder dividirse entre las identificadas y las no identificadas; habiendo como mínimo tres sistemas independientes de detección a saber: sumatoria de niveles, medida de los flujos, y radioactividad en el aire. Los dos primeros sistemas deben tener una sensibilidad menor que 3,8 litros/hora.

Válvulas

Existen cientos de válvulas en una planta nuclear vinculadas con la seguridad de la misma. Los requerimientos exceden ampliamente lo solicitado en otras industrias en lo que respecta a cierre sin pérdidas, rapidez de cierre, alta confiabilidad, de ahí que sean un elemento crítico, difícil de fabricar y mantener.

Sistemas de contención

En general se especifican las pérdidas de la contención en la fase de diseño en base a las que se pueden obtener en condiciones ideales luego de realizar el mantenimiento de todos los sellos, válvulas, entradas de hombre, entradas de aire y demás. Surge así para un reactor tipo PWR como valor típico 0,1-0,2% por día y para un BWR 1 % por día de la masa contenida en el interior a la presión de diseño.

Luego de un accidente las pérdidas esperadas siempre superan a las estimadas originalmente.

Para las nuevas plantas en construcción actualmente se han tomado dos medidas para reducir las pérdidas:

- Presurizar el espacio entre dos válvulas de aislamiento montadas en una cañería luego del accidente.
- Inundar dicho espacio en caso que esté lleno de gas para reducir las pérdidas.

Bibliografía:

Nuclear Safety by Gianni Petrangeli USA 2006 publicado por Elsevier Butterworth-Heinemann ISBN 13: 978-0-7506-6723-4

7. LOS ACCIDENTES

En la historia de la energía nuclear para la generación de energía eléctrica hubo tres accidentes que por su magnitud y consecuencias condicionaron su posterior desarrollo: Three Mile Island en el año 1979, Chernóbil en 1986 y Fukushima en 2011. En este capítulo se analizarán los tres accidentes y se pondrá el énfasis en los cambios que fueron introducidos como consecuencia de ellos.

Three Mile Island 1979

Descripción de la planta

La planta de Three Mile Island está ubicada en una isla del río Susquehanna a 16 Km al SE de Harrisburg Pensilvania, Estados Unidos. La potencia total de los dos reactores era de 1700MWe, un reactor estaba al momento del accidente parado en proceso de recarga y el otro a plena potencia. Cada unidad era independiente formando un monobloque reactor turbina generador. La parte nuclear (reactor y sistemas auxiliares) fue provisto por Babcock & Wilcox y el resto por Burns & Roe.

El esquema básico de la planta que sufrió el accidente denominada TMI 2 es el siguiente:

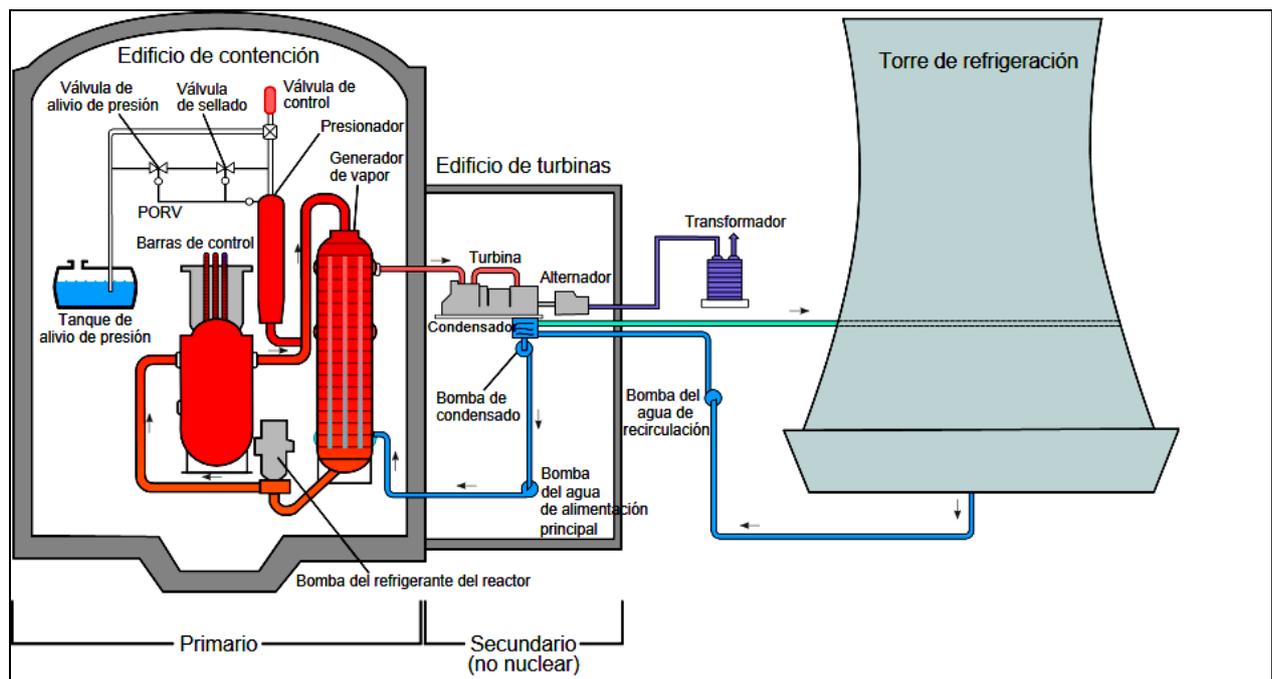


Figura 7.1 Esquema simplificado de la Three Mile Island 2, reactor del tipo PWR.

El recipiente de presión contiene al núcleo y las barras de control caen desde arriba. El sistema de refrigeración primario tiene dos circuitos accionados por las bombas de recirculación del refrigerante primario con un generador de vapor cada uno. El vapor que se genera en el circuito secundario del generador de vapor va a la turbina, para finalmente condensar en él condensador, y volver a ser agua, que es purificada y filtrada, para luego ser impulsada por las bombas de alimentación y volver al generador de vapor. El agua del circuito secundario se filtra y purifica para evitar la corrosión del generador de vapor, tuberías asociadas y de los álabes de la turbina. Adicionalmente a las bombas de alimentación existe un sistema de tres bombas auxiliares de emergencia que entran en servicio si se cae la bomba de alimentación principal. La presión del circuito de refrigeración primario se estabiliza mediante un presurizador, que es un recipiente con una interfase agua vapor. Este tiene un 60% de agua líquida y el restante 40% es vapor. La parte inferior tiene calentadores eléctricos y la parte superior rociadores de agua fría para controlar así la presión. Si la presión del reactor excede cierto límite una válvula de alivio ubicada en la parte superior del presurizador se abre descargando el exceso de presión al tanque de descarga, ubicado en la parte inferior de la estructura de confinamiento, que recibe agua fría a través de una válvula con disco de ruptura. Si aún sigue subiendo la presión, el exceso se descarga a la estructura de último confinamiento. Antes de la válvula de alivio se encuentra una válvula de bloqueo que permite cerrar la pérdida de vapor al recipiente último de confinamiento. Los líquidos radioactivos que se juntan en la parte inferior de la estructura de confinamiento son transferidos

mediante una bomba de achique al tanque de descarga ubicado en el edificio auxiliar que posee un sistema de ventilación filtrada.

Hay tres sistemas independientes de refrigeración de emergencia del núcleo:

a) Un sistema de inyección en alta presión HPI (*high pressure injection*) de agua con boro. En caso de una emergencia ante una brusca caída de la presión del refrigerante primario o una subida de la presión en el recipiente último de confinamiento se accionan dos bombas (con una sola alcanza) que inyectan agua con boro en el núcleo para evitar que éste se dañe ante roturas relativamente pequeñas del sistema de refrigeración primario (*small* LOCA).

b) Un sistema de inundación del núcleo con dos sistemas de inyección de agua con boro bajo presión, actúa automáticamente si cae la presión del primario más allá de un cierto valor. Este sistema protege al núcleo ante fallas medianas y grandes del circuito de refrigeración primario.

c) Un sistema con dos bombas de baja presión que inyectan agua con boro al reactor, éste actúa ante grandes pérdidas del refrigerante primario. Aquí también con una sola de las dos bombas alcanza para refrigerar al núcleo.

Tanto el reactor como los generadores de vapor y el circuito primario están alojados en un edificio de contención de hormigón armado pretensado y recubierto interiormente por una capa de acero para evitar fugas. El interior del edificio se refrigera por medio de ventiladores. Existen rociadores de agua fría para bajar la temperatura y presión del edificio de contención. Hay que tener un cuidado especial con la formación de hidrógeno que puede dar lugar a mezclas explosivas.

La secuencia del accidente

De las dos unidades del complejo TMI 1 estaba parada completando el proceso de recarga y TMI 2 estaba operando a plena potencia el 27 de Marzo de 1979 por la noche. La planta había entrado en funcionamiento un par de meses antes y había pasado en forma satisfactoria las pruebas de la autoridad regulatoria. Parte del personal estaba trabajando en el cambio de las resinas del sistema de purificación del agua de refrigeración secundaria, que consiste en quitar las resinas ya agotadas mediante aire comprimido, el lavado con agua y el reemplazo por resinas nuevas. No está claro si el origen del accidente fue una falla mecánica o eléctrica pero se sabe que quedaron fuera de servicio las bombas de refrigeración secundaria principales. El accidente comenzó a la 4.00.36 AM del 28 de Marzo de 1979.

Dieciocho meses antes TMI 2 había tenido problemas con el sistema de purificación del agua de refrigeración secundaria pero nada se hizo para lograr una operación confiable y segura del mismo.

El evento disparador, que se resume en la falta de circulación del refrigerante secundario, es bastante común y está considerado dentro de los típicos accidentes frecuentes de una central, por ende las centrales están protegidas contra este tipo de fallas.

Sólo una combinación fatal de evaluaciones incorrectas, junto a un manejo por demás descuidado de la planta junto a la falla de una componente hizo que un evento iniciador que normalmente no produce consecuencias o daños mayores pudiera escalar a uno de los peores accidentes que implicaron que el núcleo se funda en parte.

Al interrumpirse la entrada de agua de refrigeración secundaria a los generadores de vapor el nivel de agua en éstos baja hasta que la poca agua que queda en el circuito se convierte toda en vapor. Al reducirse el nivel del refrigerante secundario, se dispara un mecanismo que saca a la turbina de funcionamiento. Esto así sucedió dos segundos después de comenzar el accidente.

Al no circular el agua de refrigeración secundaria, el agua de refrigeración primaria no tiene forma de ceder el calor y cada vez se calienta más y más expandiéndose en el presurizador y aumentando en consecuencia la presión de vapor del mismo. Cuando la presión de vapor supera un valor umbral se dispara la parada del reactor, caen las barras de control y se detiene la

reacción en cadena. Esto sucedió ocho segundos después de iniciado el accidente. Lamentablemente también sucedió un hecho no previsto que fue la apertura de la válvula de alivio ubicada en la parte superior del presurizador. El efecto combinado de parar la reacción en cadena, junto a la apertura de la válvula de alivio hizo caer la presión del circuito primario. El sistema de control de la válvula de alivio opera de manera tal que cuando la presión baja ésta debe volver a cerrarse para que la presión no siga cayendo. Al valor de presión para mandar el cierre de la válvula de alivio se llegó 13 segundos después de iniciado el accidente, pero la válvula se trabó y quedó abierta. Esta válvula quedó abierta por más de dos horas y veinte minutos convirtiendo a un incidente relativamente frecuente en un accidente serio. La falla de esta mencionada válvula fue el único desperfecto técnico, el resto se debió a errores de evaluación humanos y falta de mantenimiento. Existían dos sistemas para superar la falla mecánica de la válvula. El primero era una indicación luminosa en la sala de control del estado de válvula abierta, como consecuencia de un recierre fallido. El sistema detectaba la temperatura antes y después de la válvula; si la válvula estaba abierta no existía diferencia de temperatura y si estaba cerrada sí. El segundo sistema era una indicación luminosa en la sala de control que indicaba que la válvula había recibido un comando eléctrico de cierre. Este último sistema no era muy confiable ya que el comando pudo haberse dado pero esto no implicaba que la válvula esté efectivamente cerrada. No obstante los dos sistemas estaban a disposición del operador para poder discernir si la baja de presión del circuito primario se debía o no a una válvula aliviadora de presión abierta.

Trece segundos después del accidente la señal luminosa indicó, en la sala de control, que la válvula de alivio recibió el comando eléctrico de cierre.

Por arriba de la válvula de alivio estaba una válvula de bloqueo que el operador pudo haber mandado el cierre una vez diagnosticada la falla en la válvula de alivio permanentemente abierta.

Lamentablemente ningún de los cuatro operadores se dio cuenta y no mandaron el cierre de la válvula de bloqueo ya que no consideraron que la señal producto de la poca diferencia de temperatura a ambos lados de la válvula de alivio era una indicación confiable de la apertura de la misma, ya que ante las constantes pérdidas de dicha válvula ambos lados estaban en general calientes. Hay que destacar que en el manual de procedimientos estaba claro que ante una diferencia de temperatura de más de 93°C (200°F) en la válvula de alivio había que cerrar la válvula de bloqueo, y otro procedimiento indicaba que ante una temperatura mayor a 54°C (130°F) en la válvula de bloqueo había que mandar el cierre de ésta, ninguno de los dos procedimientos fueron realizados por los operadores aún habiendo subido la temperatura entre ambos lados de la válvula de alivio hasta 140°C (285°F). Estos hechos confirmaron que la planta operaba regularmente con pérdidas en la válvula de alivio en evidente violación de los procedimientos y de las buenas prácticas de operación. La demora en mandar el cierre de la válvula de bloqueo impidió a los operadores darse cuenta de que estaba pasando en realidad, si la válvula de alivio estaba abierta o eran las pérdidas habituales que tenía.

La generación de calor en el núcleo disminuye, luego de la parada del reactor, al 7% del la potencia que estaba generando previamente, para ir decayendo luego de un par de horas al 1%. Este calor producto del decaimiento radioactivo de los productos de fisión debe ser removido para no dañar al núcleo.

En general en el caso que se pierda la refrigeración del circuito secundario de los generadores de vapor, entra otro circuito auxiliar para proveer de agua el lado secundario y seguir quitándole el calor al circuito primario. Las bombas auxiliares entraron en operación 14 segundos después del accidente, pero los operadores no notaron las dos indicaciones luminosas que indicaban que las válvulas, una en cada circuito secundario de refrigeración estaban cerradas y en consecuencia el agua no llegaba a los generadores de vapor. Ocho minutos más tarde un operador notó el problema y mando la apertura de las válvulas del circuito secundario. Este hecho no afectó de manera considerable el desarrollo del accidente, pero distrajo y confundió más a los operadores.

Dos minutos después del accidente entraron en funcionamiento las bombas del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo en alta presión (*HPI High pressure injection pump*) ante una señal de caída de presión en el circuito primario lo cual indica una pérdida de vapor o de

refrigerante primario, en una palabra un accidente del tipo LOCA (*loss of coolant accident*). Este sistema era capaz de mantener el núcleo cubierto por agua aún ante la rotura del mayor caño del primario. El agua enfría al reactor y luego se convierte en vapor que escapa al edificio de contención. En éste se condensa y vuelve a ser inyectada en el circuito primario.

Los operadores no interpretaron a la entrada en funcionamiento del sistema HPI como un indicador de un accidente con pérdida de refrigeración del núcleo (LOCA) ya que el nivel de agua en el presurizador estaba más arriba de lo normal.

Lo que en realidad estaba sucediendo fue un fenómeno no bien conocido en 1979 en el cual como en todo sistema que involucre fluidos, tuberías y recipientes los fluidos se mueven de las zonas de alta presión a las de baja presión. En la planta bajo análisis, la zona de baja presión estaba ubicada en las proximidades de la válvula de alivio en la cabeza del presurizador. De manera tal que a medida que salía el vapor por la válvula a la zona de baja presión, entraba agua líquida al presurizador por la parte inferior y hacía subir el nivel. Esto provocó el error de apreciación de lo que estaba ocurriendo ya que los operadores consideraron que si el presurizador estaba lleno de agua, el núcleo estaba bien refrigerado y fuera de peligro.

Debido a este erróneo razonamiento los operadores apagaron las bombas del sistema de alta presión de inyección de emergencia 180 segundos después de que éstas hayan arrancado.

Los operadores confiaron más en la indicación del alto nivel de agua en el presurizador que en las señales que indicaban un accidente con pérdida de refrigerante primario en progreso, tales como la caída de presión en el primario, la sobreelevación de temperatura de la válvula de alivio y la entrada automática del sistema HPI. El operador en jefe confirmó que siempre la presión del presurizador y el nivel de agua se comportaban de igual manera, o sea que si la presión subía el nivel de agua subía y viceversa. No fue el caso en este accidente, la presión claramente caía y el nivel subía.

Debido a estos errores, el primario siguió perdiendo agua por horas, y el núcleo sufrió la falta de refrigeración adecuada.

Una hora después del accidente las cuatro bombas principales de recirculación comenzaron a vibrar y tuvieron que ser sacadas de servicio. Esto fue una clara indicación que había vapor mezclado con agua en las tuberías lo que confirma la falta de agua en el circuito primario.

Dos horas después del accidente se accionaron las alarmas de alto grado de contaminación radioactiva en el recipiente de presión, el núcleo estaba dañado y liberando material radioactivo dentro del recipiente de presión. Veinticuatro minutos después se declaró la emergencia general.

Dieciséis horas después de declarado el accidente, los operadores lograron controlar la situación, la válvula de bloqueo fue cerrada definitivamente, el sistema HPI entró en funcionamiento, una bomba de recirculación junto a un generador de vapor también, logrando que los parámetros se estabilizaran y vuelvan a lo normal.

Durante las dieciséis horas que transcurrieron el núcleo se quedó por varios períodos sin refrigeración y la temperatura subió a más de 3100°K.

Existen dos fenómenos que afectan a la integridad del núcleo si la temperatura del mismo excede los 1500°K. El primero es una reacción química violenta entre el zircaloy de las vainas del material combustible con el agua o vapor a más de 1500°K que produce hidrógeno que es altamente inflamable, el segundo fenómeno, debido a las elevadas temperaturas, las vainas se funden y liberan los productos de fisión originalmente contenidos en ellas al recipiente de presión. La mitad del zirconio presente en las vainas de zircaloy reaccionó con el agua para producir hidrógeno y casi todos los productos volátiles de fisión fueron liberados por el núcleo al circuito primario y de éste a través de la válvula abierta al edificio de confinamiento. Se fundió el 45 % del núcleo equivalente a 62 toneladas de las cuales 20 toneladas fluyeron a la parte inferior del recipiente de presión.

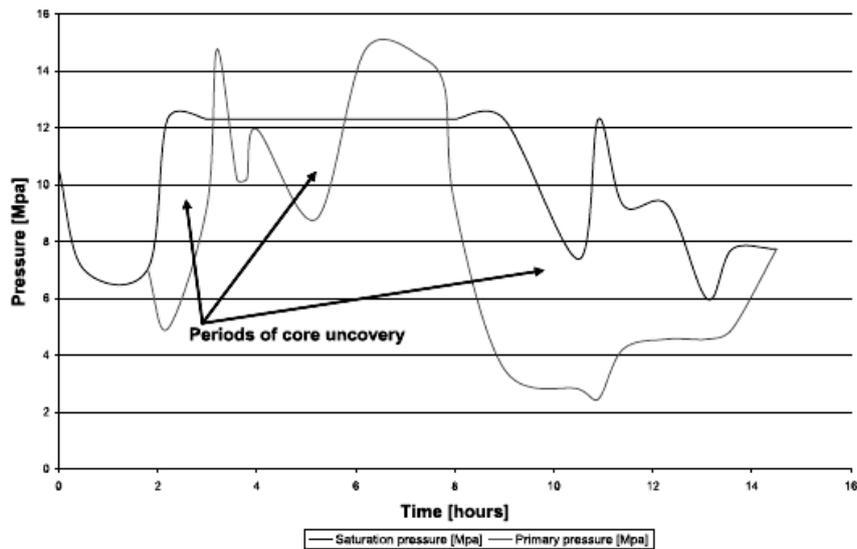


Figura 7.2 La evolución de la presión y los periodos en los cuales el núcleo se quedó sin agua.

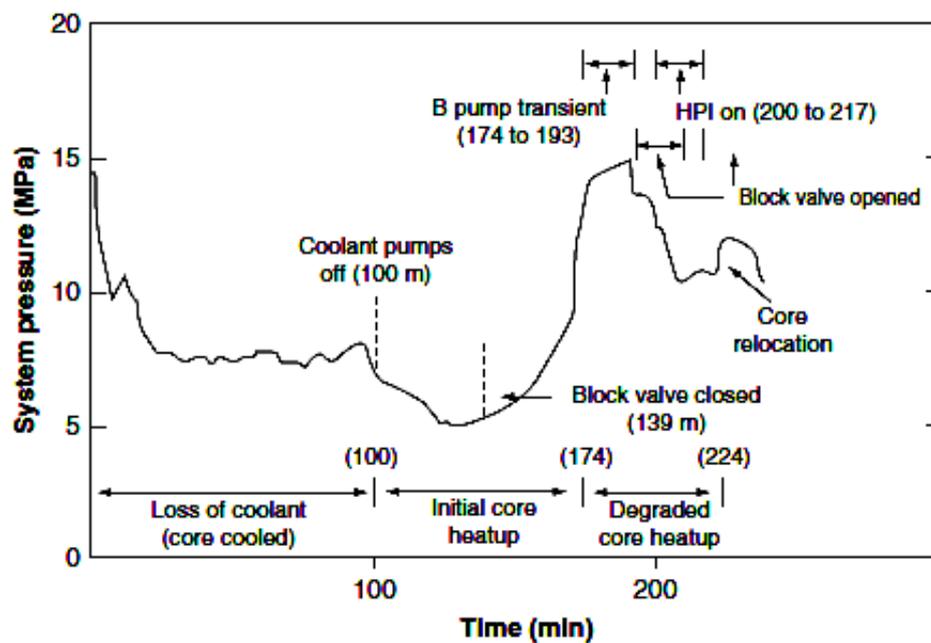


Figura 7.3 La evolución de la presión y los eventos significativos.

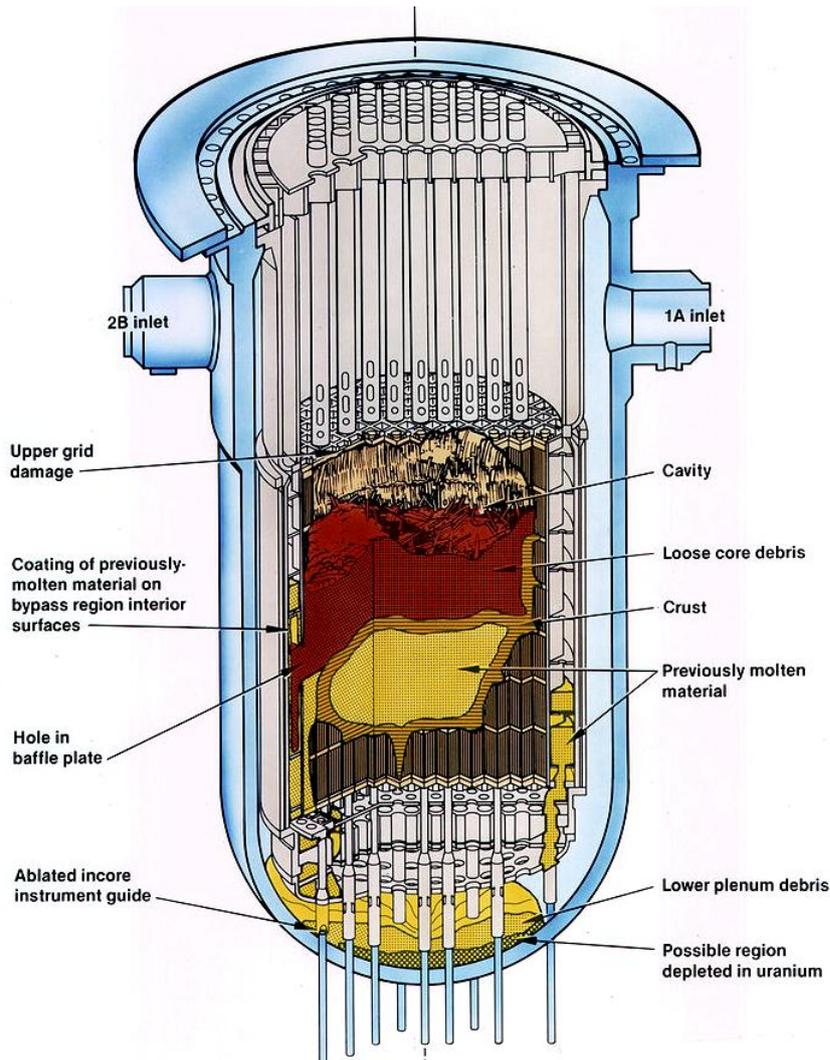


Figura 7.4 El núcleo del reactor de Three Mile Island 2 luego del accidente.

El hidrógeno no sólo se forma a partir de la reacción del agua con el zircaloy a más de 1500°K sino también por descomposición del agua, generando una mezcla de hidrógeno más oxígeno.

La generación de hidrógeno trajo más problemas a los operadores pero no grandes consecuencias. En principio el hidrógeno se acumuló en la parte superior del recipiente de presión dificultando la refrigeración del mismo. Luego el temor pasó a que por la descomposición del agua en hidrógeno y oxígeno pudiera haber una explosión, en el recipiente de presión, que lo destruya. Esto no sucedió. No obstante sí hubo una explosión en el edificio de contención ante la fuga de vapor mezclado con hidrógeno y oxígeno luego de diez horas de comenzado el accidente provocando una repentina subida de presión de 0,2 MPa en el edificio de contención pero sin producir daños o fugas.

Otro problema, y quizás el más grave, fue que parte del material del núcleo fundido fluyó y se acumuló en la parte inferior del recipiente de presión, corriendo éste el peligro de fundirse también. Esto por suerte no sucedió ya que el fondo del recipiente de presión siempre tuvo algo de agua. Esta fue la conclusión de un estudio encargado por la OECD en 1994 y es hoy uno de los criterios de diseño de los recipientes de presión.

La conclusión de la comisión investigadora del accidente (Kemeny Commission) fue que el accidente no causó daño al ambiente o a las personas más allá de un severo stress mental y de corta duración.

Medidas implementadas a posteriori del accidente

Lo primero fue descontaminar los sistemas y edificios para poder entrar al edificio de confinamiento, descontaminarlo para luego inspeccionar el recipiente de presión.

No hubo grandes modificaciones a las plantas existentes en operación, sí una rápida adecuación de los sistemas de emergencia de refrigeración del núcleo cuya operación tenga en cuenta lo acontecido con el nivel del agua del presurizador.

A posteriori se implementaron una serie importante de modificaciones para mejorar los sistemas de instrumentación, los sistemas dentro de la contención, entrenamiento de los operadores en temas de seguridad y operación, análisis de seguridad y planes de emergencia.

La conclusión del informe Kemeny fue la necesidad de un cambio en la mentalidad y en la forma de trabajar de la industria junto a los reguladores; ya que según el informe la industria luego de muchos años sin accidentes graves había relajado la seguridad. Los cambios requeridos para evitar otro accidente del tipo TMI deben ser de organización operación y control.

Otros cambios surgieron en base al hecho de que hay sólo dos cosas básicas que pueden dañar al núcleo: la falta de agua y el exceso de flujo neutrónico. En ambas áreas se implementaron mejoras en el diagnóstico de las condiciones previas al posible daño.

En años posteriores se propuso un sistema de despresurización voluntaria del circuito primario y la inundación por gravedad del núcleo como un sistema de alta confiabilidad. Este sistema se implementó en los reactores tipo PWR de Westinhouse AP 600 y AP 1000.

Chernóbil 1986

En la planta de Chernóbil ubicada a 18 Km al NE de la ciudad homónima, hoy Ucrania y en 1986 en la ex Unión Soviética tenía cuatro reactores del tipo RBMK-1000 (reactores de agua hirviendo de canales presurizados moderados por grafito, cuyo combustible es dióxido de uranio levemente enriquecido en forma de barras colocadas en manojos de canales o tubos paralelos resistentes a presión). El agua cambiaba de estado de líquido a vapor en los canales o tubos de presión, el vapor se separaba del líquido en unos tanques separadores y acometía a la turbina. El núcleo del reactor tenía una estructura de contención parcial. La planta lograba un muy buen aprovechamiento del combustible y la posibilidad de producir plutonio, pero desde el punto de vista de la seguridad no cumplía con los requisitos básicos de contención utilizados en los países occidentales.

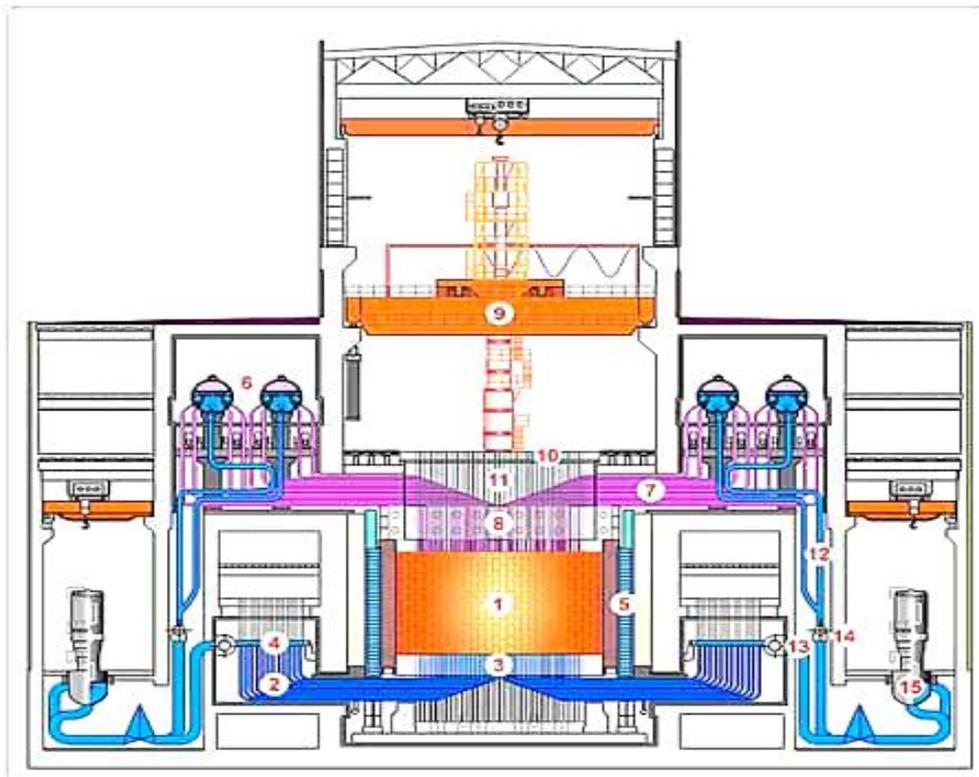


Figura7.5 Esquema del reactor N°4 de Chernóbil RBMK-1000 , 1 Núcleo , 2 Agua de alimentación, 3 Escudo biológico inferior , 4 Distribuidor, 5 Escudo biológico lateral, 6 Separador agua vapor, 7 Cañerías de agua-vapor, 8 Escudo biológico superior, 9 Máquina de recarga de combustible, 10 Tapa desmontable, 11 Canales de combustible, 12 Cañería de bajada , 13 Cabezal presurizador, 14, Cabezal de succión, 15 bomba principal

Los tres defectos principales que tenía eran los siguientes:

- Tendencia a la inestabilidad y a subidas de potencia incontrolables debido a un coeficiente de reactividad positivo.
- Un mecanismo de parada de emergencia demasiado lento, más de 20 segundos en vez de los 2,5 segundos típicos y que bajo ciertas condiciones podía acelerar la reacción en cadena en vez de frenarla (coeficiente positivo de parada de emergencia).
- Ausencia de un recipiente de contención.

Dentro de los defectos de diseño el principal es el hecho que la potencia del reactor aumenta cuando disminuye el nivel de agua en los tubos. Recordemos que el agua hace de veneno neutrónico. El agua baja cuanto más vapor se produce; expulsando al agua líquida por medio de las burbujas de vapor. Al aumentar la producción de vapor aumenta la potencia del reactor. Esto hace que este tipo de reactores sea altamente inestable ya que un aumento en la potencia se realimenta positivamente subiendo la potencia de nuevo. Por otro lado cuando la potencia baja sube el agua que a su vez reduce más el flujo neutrónico y en consecuencia la potencia vuelve a reducirse. Los diseñadores compensaron esta tendencia a la inestabilidad para la mayoría de las circunstancias pero no para la que produjo el accidente.

El segundo defecto se refiere al tiempo en que tardan las barras de control en entrar al núcleo (20 segundos) , demasiado lento y para peor en el caso en que las barras estuviesen completamente afuera al ingresar la reactividad aumentaba en vez de disminuir.

El tercer defecto es la falta de contención adecuada que cubra todos los componentes nucleares y que pueda resistir las sobrepresiones producto de accidentes.

Un cuarto defecto era que el recipiente metálico que contenía todos los tubos de presión sólo admitía la sobrepresión causada por la rotura de un número limitado de tubos. Más allá de este

número de tubos rotos, el recipiente podía reventar provocando la rotura de todos los tubos y la liberación de material radioactivo al exterior (que es lo que finalmente sucedió).

La secuencia del accidente

El reactor número cuatro de la planta de Chernóbil tenía programado entrar en una parada de mantenimiento el día 26 de abril de 1986. No obstante como se había instalado un nuevo dispositivo de seguridad en el generador se decidió ensayarlo antes de la parada programada partiendo de 700MWt (de los 3200 MWt típicos de plena potencia). Para lograr la disminución de potencia ya el día anterior el 25 de abril a la 1 AM los operadores comenzaron a bajar la potencia hasta casi las dos de la tarde. En ese momento el jefe del despacho eléctrico de Kiev solicitó no continuar bajando la potencia ya que aún el consumo estaba muy alto en el cinturón industrial de Kiev antes del fin de semana. La reducción de potencia sólo pudo continuar después de las 11PM haciendo perder nueve horas necesarias para poder realizar el ensayo antes de la parada programada. En la madrugada del 26 de abril a las 0 horas y 30 minutos durante el proceso de reducción de potencia un hecho desafortunado sucedió. Durante el cambio del control de la reducción automática de potencia de un regulador a otro la potencia cayó a solo 30MWt. No se pudo esclarecer si fue un error del regulador o del operador. Esta reducida potencia térmica volvió al reactor más inestable ya que además de las clásicas dificultades de aumentar la potencia en cualquier reactor nuclear luego de una baja pronunciada de la misma, debido a una serie de isótopos que frenan la reacción en cadena, en los reactores RMBK en particular la disminución de la cantidad de vapor en los canales hace que éstos se inunden con agua que frena más la reacción. Debido a esto se hicieron una serie de operaciones durante más de una hora para aumentar la potencia a toda costa y poder realizar el ensayo a tiempo. Dentro de las maniobras realizadas la más riesgosa fue la completa extracción de las barras de control, que si bien permitió subir la potencia a 200MWt, estaba prohibida en el manual de procedimientos. Esta situación de barras afuera y los canales llenos de agua tornaron al reactor inestable y para completar la situación cuando se ordenó la parada de emergencia la reactividad volvió a subir en vez de bajar.

A la 1 23´ 40´´ el operador presionó el botón de parada de emergencia que introdujo todas las barras de control. Se dispararon las alarmas de altos niveles de radiación, alta presión en los tubos y de rotura de tubos. Hubo luego dos grandes explosiones.

Al introducir las barras de control debido al coeficiente positivo de parada de emergencia la potencia subió en vez de bajar aumentando la presión de vapor y bajando el nivel de agua. Al aumentar la potencia la refrigeración de las barras de combustible resultó insuficiente, y en consecuencia, se fundieron convirtiendo en vapor el agua que quedaba, aumentando así la presión aún más provocando la primera explosión que fue de vapor. El vapor escapó de los tanques separadores que sólo estaban diseñados para soportar la rotura de unos pocos tubos de presión. El tanque separador voló y dejó al descubierto todos los tubos que también volaron expulsando material combustible e incandescente.

La segunda explosión se debió a la generación de hidrógeno de los materiales metálicos sometidos a elevadas temperaturas y a la producción de monóxido de carbono a partir del grafito del moderador, ambos gases inflamables.

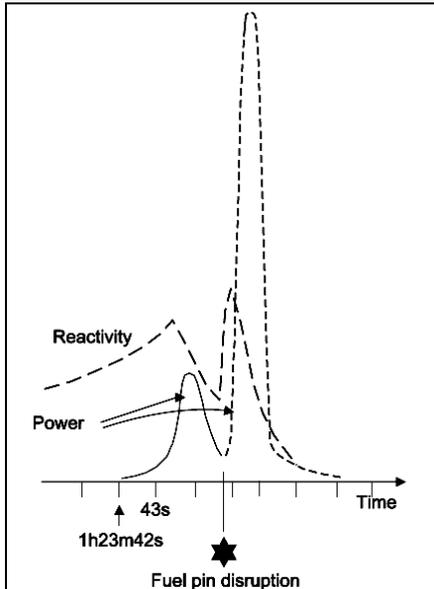


Figura 7.6 Los últimos instantes de Chernóbil, variación de los parámetros principales.

Como consecuencia de las dos explosiones el reactor se destruyó, se produjo una tercera explosión que expulsó material incandescente y radioactivo al ambiente, y ardió el grafito del moderador.

Las causas del accidente

Las conclusiones arribadas se pueden resumir en que hubo errores de diseño y ciertos requisitos aceptados en esos días que junto a operadores no bien preparados para sobrellevar la situación de emergencia, despreciando reglas básicas de seguridad, condujeron a la catástrofe.

Luego con el tiempo se concluyó que la principal causa del accidente fueron los errores de gerenciamiento y diseño junto a una falta de cultura de seguridad.

Para contener el material radioactivo se construyó un sarcófago tal muestra la figura 7.7

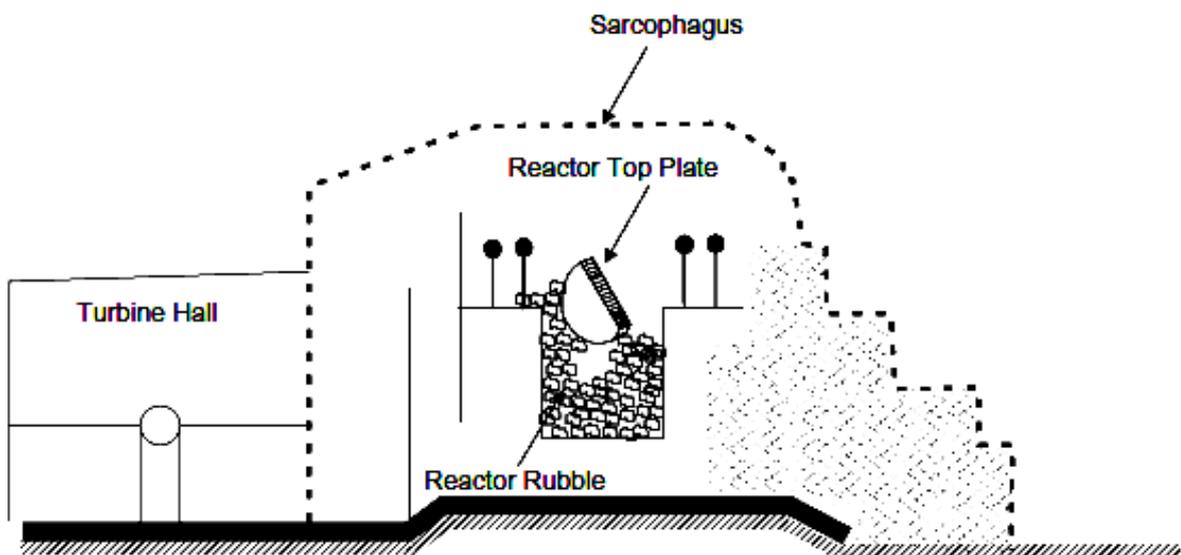


Figura 7.7 El sarcófago construido sobre el reactor N°4

Consecuencias del accidente

Las consecuencias del accidente de Chernóbil, clasificado como grado 7 en la escala de IAEA (el más severo) en el corto plazo fueron:

- Murieron 31 personas, 500 fueron hospitalizadas de las cuales 203 recibieron más de 100 rem (1 Sv)
- Fueron evacuadas 135,000 personas que habitaban dentro de un radio de 30 Km.
- Más de 24000 personas que vivían dentro de un radio de 15 Km recibieron dosis de radiación entre 35 a 50 rem (350 a 500 mSv).
- Los casos de cáncer de tiroides en niños se multiplicaron por 15.

La relación ente las unidades de radiación es la siguiente:

1Sv (Sievert) = 100 rems

1mSv = 0,001 Sv

Los límites según las diferentes agencias son los siguientes:

	ARN	IAEA	ICRP	EU
Público en general	≤1 mSv / año	≤1 mSv / año	≤1 mSv / año	≤1 mSv / año
Trabajadores de plantas nucleares	≤20 mSv / año y 100mSv en promedio en 5 años consecutivos, no superando 50 mSv por un único año	≤20 mSv / año	≤20 mSv / año	≤100 mSv / año por más de 5 años consecutivos
Referencias	AR10.1.1 Rev 3 20/11/2001	Safety Series N°15	ICRP Pub60 y Pub 103	96/29 Euratom Basic Safety Standards

Tabla 7.1 Límites de dosis efectivas exposición según diferentes agencias.

Para tener una idea de estas magnitudes por el solo hecho de vivir en Estados Unidos una persona recibe 3mSv /año, el que se saca una radiografía 0,1mSv, y una tomografía 15 mSv. En todos los casos los operarios no deben recibir más de 50 mSv /año

ICRP: International Commission on Radiological Protection

Medidas implementadas a posteriori del accidente

Luego del accidente se implementaron cambios en el diseño de los reactores del tipo RBMK-1000 especialmente en el diseño de los elementos combustibles aumentando el nivel de enriquecimiento de uranio al rango de 2% al 2,4%, y se agregaron más barras de control en zonas críticas del reactor. Estos cambios logran que el reactor opere en un régimen por debajo del crítico aún a baja potencia.

Fukushima 2011

La central eléctrica de Fukushima está ubicada en la costa del Pacífico en la Prefectura de Fukushima en Japón. Consta de seis reactores del tipo de agua hirviendo (BWR), cuatro de ellos ubicados al sur (las unidades 1, 2, 3, y 4) y los dos restantes al norte (unidades 5 y 6), todas ellas ubicadas dentro del mismo predio de la central.

Las características, potencias y estado de los reactores en el momento del terremoto del 11 de Marzo del 2011 y el posterior tsunami que una hora más tarde afectó al complejo se resumen en la siguiente tabla:

Unidades	Potencia MWe	Estado	Tipo de recipiente de contención
Uno	460	En operación	Mark I
Dos	784	En operación	Mark I
Tres	784	En operación	Mark I
Cuatro	784	Fuera de servicio	Mark I
Cinco	784	Fuera de servicio	Mark I
Seis	1100	Fuera de servicio	Mark II

Tabla 7.2 Central de Fukushima Daiichi.

Los distintos reactores entraron en operación a partir de Marzo de 1971 hasta Octubre de 1979.

La secuencia del accidente

En el momento del terremoto ocurrido el 11 de Marzo de 2011 a las 14: 46 hora local, las unidades uno, dos y tres estaban trabajando a plena potencia.

Sucedido el terremoto, las tres plantas en funcionamiento, pararon, en forma automática, en el modo parada de emergencia. La parada en emergencia no requiere suministro eléctrico externo. No obstante debe removerse el calor residual del núcleo.

El terremoto de grado 9.0 en la escala de Richter, destruyó toda posible alimentación eléctrica externa a la planta. Los grupos diesel de emergencia entraron en servicio sin problemas.

Luego del terremoto vino el tsunami tres veces más grande que los valores de diseño previstos con olas de hasta 14 metros que inundó la planta, haciendo que caigan los grupos diesel de todas las unidades menos el de la sexta. Se dio así un blackout total de energía eléctrica en corriente alterna en cinco unidades provocando la pérdida de los equipos así alimentados destinados a sacar el calor residual de los reactores. Además debido a la inundación de las bombas de recirculación de agua de mar esta función de refrigeración también se perdió. Para completar el cuadro la pérdida de la energía provista por baterías hizo que se pierdan todas las funciones de refrigeración de los núcleos uno, dos y tres.

Como alternativa para recuperar la posibilidad del enfriamiento de los núcleos se trató de inyectar agua o agua de mar a través del sistema contra incendio pero esta alternativa fracasó en el caso de los reactores uno, dos y tres por un cierto tiempo.

Al no recibir refrigeración adecuada los elementos combustibles y sus respectivas vainas se sobrecalentaron y dañaron. Esto provocó la rotura de las vainas con la consecuente liberación de material radioactivo al recipiente de presión y la producción de cantidades muy importantes de hidrógeno producto de la reacción catalítica del zirconio de las vainas con el vapor.

Como consecuencia de lo mencionado tanto material radioactivo e hidrógeno pasaron del recipiente de presión al de confinamiento a través de la válvula de alivio de seguridad. Aumentó así la presión dentro del recipiente de confinamiento y para aliviar esta sobrepresión se ventearon los gases de las unidades uno y tres satisfactoriamente, no así en la unidad dos cuyo sistema de venteo falló.

Luego hubo sendas explosiones debido a las fugas de hidrógeno de los recipientes de confinamiento en las unidades uno y tres destruyendo la parte superior de los respectivos edificios. Otra explosión, también debida al hidrógeno, se dio en el techo del reactor cuatro, que estaba fuera de servicio, pero con todos los elementos combustibles alojados bajo agua en una pileta de enfriamiento, presuntamente por hidrógeno proveniente de la unidad N°3 con la cual la unidad N°4 compartía ciertas tuberías.

Para las unidades cinco y seis, como los generadores diesel de la unidad seis, siguieron funcionando y alimentando los sistemas de enfriamiento de las dos unidades, se pudo extraer el calor residual sin mayores problemas, logrando que la transferencia de calor al agua de mar funcione y enfriando estos dos reactores sin inconvenientes.

Para las unidades uno, dos y tres, al no poder extraer el calor residual el accidente escaló siguiendo una serie de eventos hasta constituir un accidente nuclear severo.

Después de un tiempo las funciones de refrigeración de las piletas de enfriamiento de cada unidad y de la pileta en común se lograron restablecer.

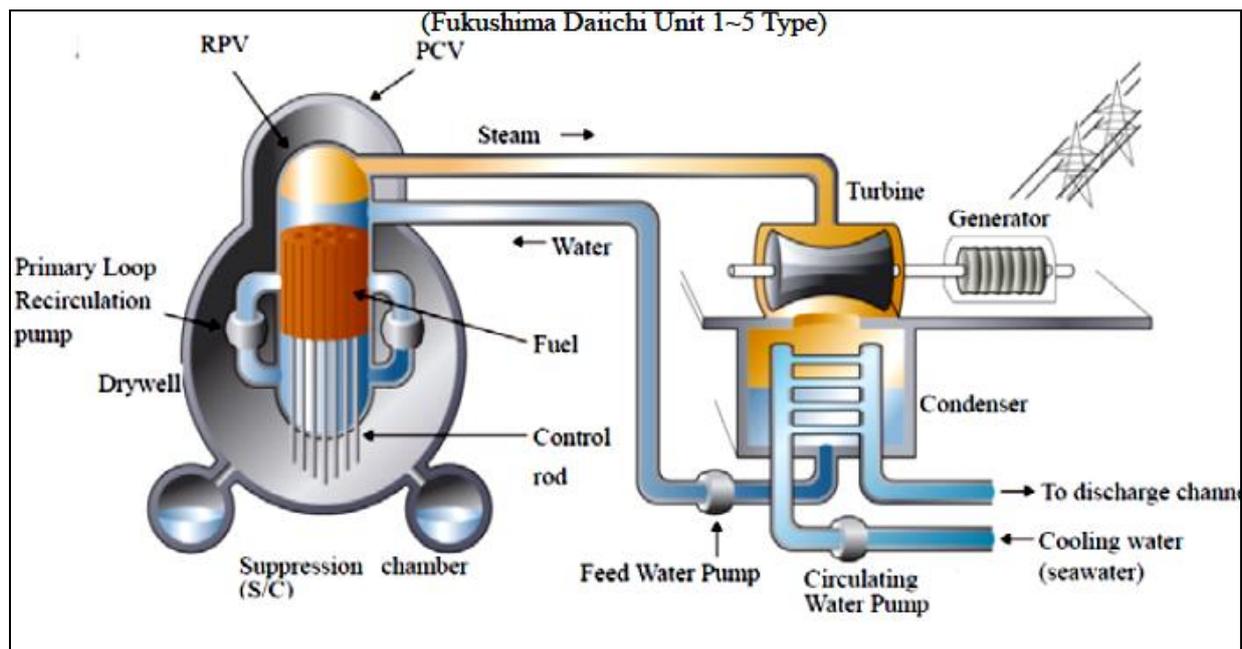


Figura 7.9 Esquema de los reactores uno a cinco de Fukushima (BWR). Los recipientes de confinamiento PCV (*primary containment vessel*) están compuestos de una parte seca DW (*drywell*) y una cámara de supresión (SC *suppression chamber*). El RPV es el recipiente a presión del reactor (*reactor pressure vessel*).

Análisis del accidente, etapa previa y posterior

El análisis del accidente se divide en lo previo al mismo y la respuesta posterior.

Como el accidente se debe al terremoto y posterior tsunami, el análisis previo hace hincapié en la preparación de la planta ante terremotos y tsunamis.

El análisis posterior detalla las pérdidas de casi todas las funciones de la planta por el daño que causó el tsunami.

El terremoto de magnitud 9.0 en la escala de Richter, que desencadenó el posterior tsunami, fue el peor que sucedió en la historia de Japón. El agua inundó toda la planta, superando el nivel del piso en 1,5 a 5,5 metros en las unidades uno a cuatro y en el caso de las unidades cinco y seis superando el nivel en sólo 1,5. La altura del tsunami calculada fue de 13 metros.

	Área que rodea las unidades uno , dos , tres y cuatro	Área que rodea las unidades cinco y seis
Nivel del piso respecto al nivel medio del mar	+ 10 metros	+ 13 metros
Altura de la ola	+11,5 a + 15,5 metros	+ 13 a +14,5 metros
Diferencia	1,5 a 5,5 metros debajo del agua	1,5 metros debajo del agua

Tabla 7.3 El nivel del tsunami y los metros debajo del agua que quedaron las instalaciones.

Cuando se concibió la planta la referencia tomada en consideración respecto de los tsunamis fue el acontecido en el puerto de Onahama en 1960 debido al terremoto en Valdivia en Chile llegando a 3,12 metros. Los valores de diseño adoptados para la planta de Fukushima Daiichi fueron 5,4 a 5,7 metros. Para poder soportar este nivel de diseño de tsunamis varias mejoras se introdujeron en el diseño original tales como elevar los motores de las bombas y evitar que el agua entre a los edificios.

Debido a la incidencia de los terremotos en Japón las plantas nucleares se deben construir sobre un lecho de piedras. Es así que las plantas tienen varios subsuelos y por seguridad ante los sismos y por las vibraciones que generan los generadores diesel de emergencia fueron instalados en la parte más baja. Los generadores de las unidades uno a cuatro se ubicaron en un menor nivel que en las unidades cinco y seis, lamentablemente las tomas de aire de los mismos se inundaron.

Durante el año 2008 se realizó un análisis de riesgo probabilístico en el cual ante un gran tsunami se inundaba la planta dejando fuera de operación a una serie de servicios esenciales que conducían al daño del núcleo y a un accidente severo. No obstante como la probabilidad de ocurrencia del tsunami devastador era muy baja, el resultado del análisis no fue tenido en cuenta.

La secuencia de eventos que afectaron a las unidades uno, dos y tres fue la siguiente:

Secuencia de eventos	Unidad 1	Unidad 2	Unidad 3
Pérdida de alimentación en CA	+ 51 min	+ 54 min	+ 52 min
Pérdida de refrigeración	+ 1 hora	+ 70 horas	+36 horas
Bajo nivel de agua sobre el combustible	+ 3 horas	+ 74 horas	+ 42 horas
Comienza daño del núcleo	+ 4 horas	+ 77 horas	+ 44 horas
Daño al recipiente de presión del reactor	+ 11 horas	No disponible	No disponible
Inyección de agua mediante el sistema contra incendio	+ 15 horas		+ 43 horas
Explosión de Hidrógeno	+ 25 horas en el piso de servicio	+ 87 horas en la cámara de supresión	+ 68 horas en el piso de servicio
Inyección de agua de mar por sistema contra incendio	+ 26 horas	+ 77 horas	+ 46 horas
Suministro eléctrico externo	+ 11 a 15 días		
Suministro de agua	+ 14-15 días		

Tabla 7.4 La secuencia de eventos en las Unidades uno dos y tres de Fukushima Daiichi.

El terremoto y el tsunami fueron masivos y sobrepasaron las previsiones y conocimientos aplicados durante el diseño y operación de la planta. No obstante hubo dos tsunamis que afectaron Japón en 1983 y 1993 con olas de 14,5 metros y 13 metros de altura, ambos producidos por terremotos de magnitud 7,6 y 7,7 en la escala de Richter.

Surge así que la medidas para mitigar los efectos de los tsunamis implementadas en Fukushima Daiichi, cuando fue diseñada en 1960, eran adecuadas ; pero después la evidencia confirmó varias veces (el promedio de tsunamis de magnitud considerable en Japón es uno cada doce años) que resultaban francamente insuficientes.

El terremoto no provocó mayores daños a los reactores que en todos los casos siguieron la secuencia prevista de parada de emergencia, pero provocó la caída de toda alimentación externa (se cayeron seis líneas de alimentación). Los grupos diesel arrancaron hasta que el agua inundó las entradas de aire en todos los casos salvo en la unidad seis.

La causa del accidente

La causa del accidente se puede resumir en una preparación inadecuada ante tsunamis. Esto provocó la pérdida de funcionalidad de la planta, que se tornó imposible de controlar con daño severo al núcleo en el caso de las unidades uno, dos, y tres. La unidad número uno perdió la capacidad de refrigeración del núcleo apenas sobrevino el tsunami. En las unidades dos y tres la refrigeración en alta presión funcionó un par de días, pero fue imposible cambiar a refrigeración en baja presión para terminar de extraer el calor, finalmente se quedaron sin refrigeración.

Medidas a implementar

Las medidas preliminares a implementar son:

- Medidas que eviten la subida de los tsunamis sobre tierra firme.
- Si en el peor de los casos el tsunami entra en tierra firme, evitar que entre en los edificios.
- Disposición adecuada de los equipos en los diversos edificios, asegurando la estanqueidad de los mismos.
- Implementando las medidas mencionadas debería alcanzar, no obstante se debe prever que ante la pérdida de las funciones de todos los equipos, los esfuerzos por resolver el accidente deben centrarse en tener equipos de inyección y refrigeración de los reactores ubicados fuera de la planta y que puedan ser trasladados a las mismas en corto plazo

Las estrategias se pueden resumir en las tres siguientes:

- 1) Adicionalmente a tomar medidas de prevención de los tsunamis, asegurar el enfriamiento del núcleo a pesar de los hechos que desencadene el tsunami.
- 2) Mejorar la flexibilidad de las funciones incluyendo la opción de movilidad para poder mantener refrigerado el núcleo, aún ante el caso de múltiples fallas debido a la falta de energía alterna y continua.
- 3) Si bien lo fundamental es evitar el daño del núcleo, en caso de producirse se deben mitigar los efectos.

Respecto de la refrigeración del núcleo, primero debe entrar el sistema en alta presión, luego el de baja presión para terminar enfriando mediante la inyección de agua fresca o de mar.

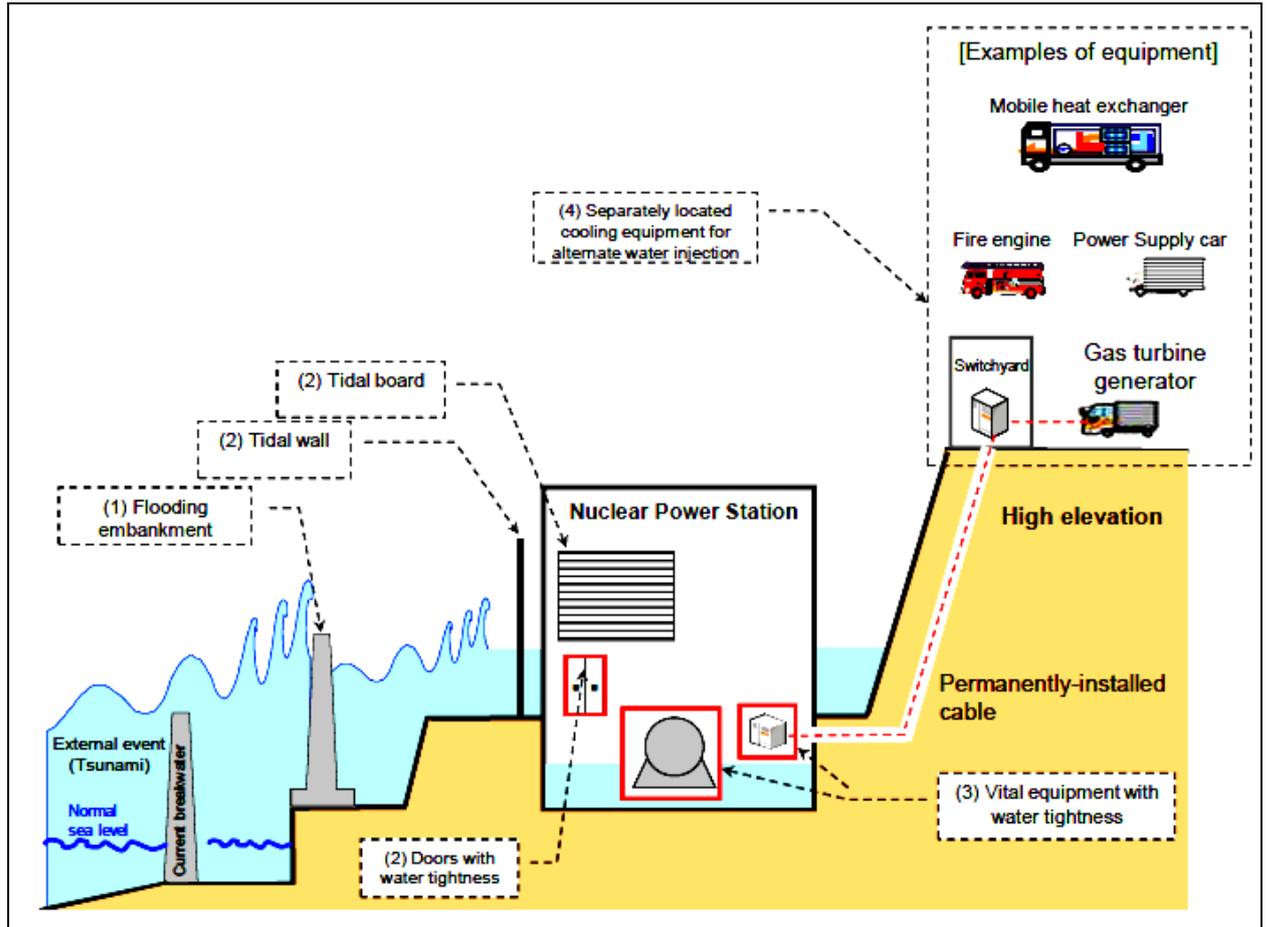


Figura 7.10 Medidas propuestas para evitar el daño que ocasionan los tsunamis

Bibliografía:

Nuclear Safety by Gianni Petrangeli USA 2006 publicado por Elsevier Butterworth-Heinemann ISBN 13: 978-0-7506-6723-4

Risk and Safety by John Lee and Norman McCormick USA 2011 publicado por John Wiley & Sons Inc ISBN 9781-118-4346-2.

Fukushima Nuclear Accident Analysis Report Japan June 2012 Tokyo Electric Power Company Inc.

IAEA INES The International Nuclear and Radiological Event Scale

IAEA Training Course on Nuclear Facility Decommissioning & Environmental remediation Skills, Argonne national Laboratory April 2011.

8. CENTRALES NUCLEARES ARGENTINAS

Introducción

Hay tres centrales nucleares en Argentina dedicadas a la producción de energía eléctrica, dos son del tipo PHWR: Atucha I y Atucha II ambas ubicadas en Lima, Provincia de Buenos Aires y una tercera Embalse del tipo CANDU ubicada en Embalse del Río III en Córdoba. Se describirán las centrales, Atucha I y Embalse en operación y Atucha II en etapa de licenciamiento, sus sistemas de seguridad, las mejoras implementadas a lo largo de los años para el caso de Atucha I y Embalse y las mejoras a implementar en base a recomendaciones internacionales y experiencias propias. Finalmente se describirá el prototipo de la central CAREM-25 del tipo PWR modular sin bombas que impulsen el refrigerante primario y elementos destacados de seguridad pasiva.

Atucha I

Descripción de la planta

La central Atucha I es del tipo PHWR, opera desde 1974 aportando actualmente 335 MWe netos al Sistema Interconectado Nacional. Originalmente el combustible era uranio natural (0,71 % U₂₃₅) para luego de 1997, operar con uranio levemente enriquecido (ULE) al 0,85%, logrando así una optimización del ciclo de combustible, que permite una diversificación y ahorro de elementos combustibles, una significativa reducción de costos de energía eléctrica por consumo de combustible, junto con una disminución del volumen de residuos. El uso del ULE permite una disminución del 45% en el consumo de combustible y en consecuencia del volumen de residuos generados. El grado de enriquecimiento máximo del isótopo U₂₃₅ que cumple las condiciones mencionadas es aproximadamente 1.2%. Además de las ventajas ya mencionadas, se identifican otros impactos importantes:

- Reducción del volumen de combustible irradiado almacenado en planta.
- Reducción de la actividad minera del Uranio y de la contaminación asociada.
- Menor volumen de stock de combustible y de capital inmovilizado en el mismo.
- Menor demanda de fabricación de combustible.
- Uso menos intensivo del sistema de recambio de combustible en la planta. En el caso de la CNA1, se ha pasado de 1,3 combustibles por día a 0,8.
- Posible reutilización del uranio natural ya irradiado y almacenado en pileta, para aumentar su quemado.
- Flexibilidad para volver al ciclo de uranio natural.

En la siguiente tabla se puede apreciar el análisis de la mejora en el costo de la energía generada en Atucha I con los elementos combustibles con distinto grado de enriquecimiento. Se optó por utilizar un enriquecimiento del 0,85% ya que este no requería implementar cambios en las instalaciones existentes.

% de enriquecimiento	0,71 (Natural).	0.85	0.9	1.00	1.20
COSTO EC A1 USD/KgU	356	448	479	540	653
QUEMADO MWd/t.U	6200	11400	13000	16000	21000
Costo de generación USD/MWh	8,15	5,40	5,07	4,63	4,28
% de ahorro	0,00	33,77	37,86	43,15	47,56

Tabla 8.1 Atucha I, alternativas de mejora en el costo de la generación de energía eléctrica por la implementación del uso de combustibles levemente enriquecidos (ULE), valores en USD al año 2000.

El uranio levemente enriquecido de los nuevos elementos combustibles se produce por la mezcla de uranio natural de origen nacional y uranio enriquecido al 3,4 % importado.

Estas mejoras pueden implementarse también en Atucha II como en Embalse aunque en esta última central la mejora posible alcanzaría al 19% en promedio.

El reactor es del tipo recipiente a presión refrigerado y moderado por agua pesada (D_2O) y el recambio de los elementos combustibles puede realizarse con la planta en operación. El diseño y construcción fue realizado por Siemens basado en las experiencias obtenidas de un reactor de investigación multipropósito MZFR de 57MWe que entró en operación en 1966 en Alemania, y cuyos últimos 10 años de operación trabajó también con ULE (uranio levemente enriquecido). Esta línea de reactores se discontinuó debido al elevado costo por MWh generado. La construcción de la planta comenzó en 1968 y entró en operación comercial en 1974.

El diseño de la planta contempla una clara separación física de los sistemas nucleares de los convencionales. El edificio del reactor, el edificio auxiliar del reactor y el edificio de almacenamiento de los elementos combustibles están en la zona controlada la cual tiene un único acceso, el resto es convencional.

Dentro del edificio del reactor todos los componentes del circuito primario sometidos a alta presión se ubican dentro de la contención esférica de acero de 50 metros de diámetro construida como un recipiente de presión capaz de soportar la máxima presión resultante del peor accidente básico de diseño (LOCA). Un sistema de ventilación del espacio anular existente entre la contención de acero y la de hormigón asegura que llegado el caso de haber una pequeña pérdida a través de la contención de acero la misma se retenga en unos filtros de carbón activado evitando su dispersión al medio ambiente. La estructura del interior, la base y el blindaje exterior del reactor, todos de hormigón, proveen una adecuada protección contra cargas sísmicas y cargas externas. La estructura interior divide al edificio en compartimentos de operación y de servicios, permitiendo acceder a los sistemas de ventilación con la planta en operación y sin requerir protección radiológica.

El edificio de turbina tiene dos plataformas, la plataforma principal aloja a la turbina-generador, y al tanque de agua de alimentación. El condensador, las bombas de circulación y demás auxiliares se ubican en la plataforma inferior. La ventilación es forzada.

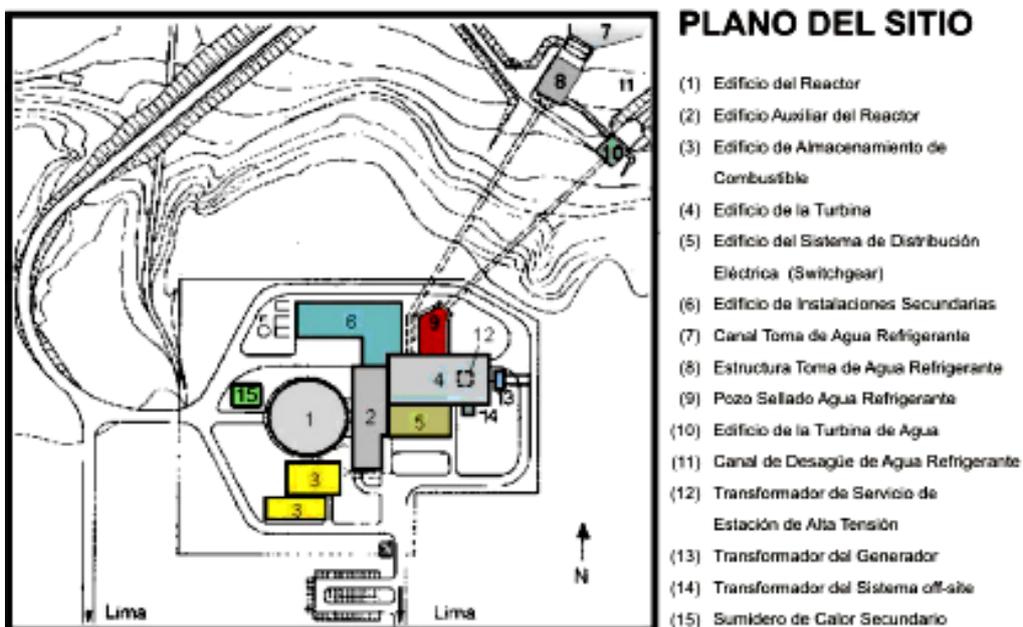
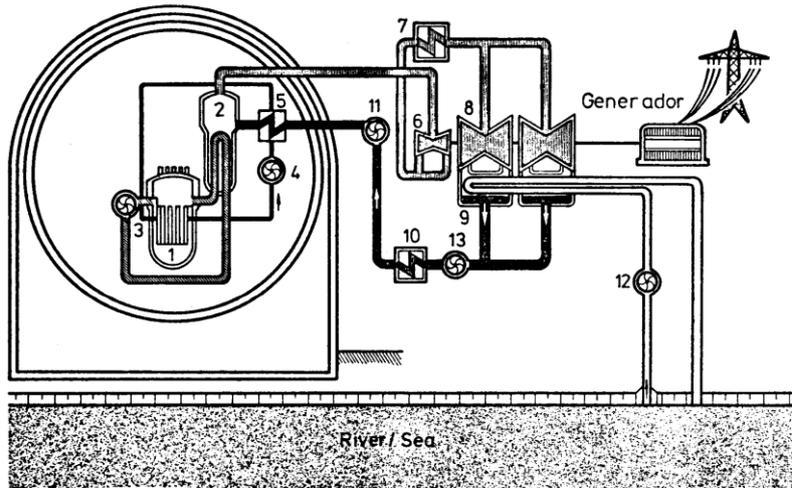


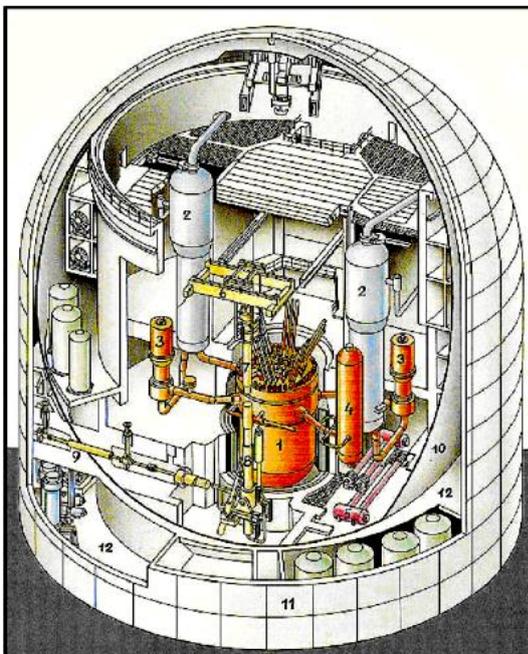
Figura 8.1 Plano del sitio de Atucha I



- | | |
|--------------------------------------|---|
| 1 Reactor | 7 Separador de humedad |
| 2 Generador de vapor | 8 Turbina de baja presión |
| 3 Bomba del refrigerante del reactor | 9 Condensador |
| 4 Bomba de moderador | 10 Pre calentador |
| 5 Refrigerador del moderador | 11 Bomba de agua de alimentación |
| 6 Turbina de alta presión | 12 Bomba principal de agua de refrigeración |
| | 13 Bomba principal de condensado |
-
- | | |
|--------------------------|-----------------------------------|
| Refrigerante del reactor | Condensado / agua de alimentación |
| Moderador | Agua de refrigeración |
| Vapor principal | |

Figura 8.2 Diagrama de flujo simplificado CNA I

EDIFICIO DEL REACTOR



- | | |
|---|--|
| 1 - Vasija del Reactor | 7 - Máquina de Recambio |
| 2 - Generador de Vapor | 8 - Dispositivo Basculante |
| 3 - Bomba Refrigerante del Reactor | 9 - Tubo de Transferencia de Combustible |
| 4 - Presurizador | 10 - Contención |
| 5 - Intercambiador de Calor del Moderador | 11 - Edificio del Reactor |
| 6 - Sistema de Transporte Máquina de Recambio | 12 - Espacio Anular |

Figura 8.3 Edificio del reactor de Atucha I

El reactor es un recipiente cilíndrico de presión que aloja 252 elementos combustibles cada uno en su respectivo canal de refrigeración. El moderador y el refrigerante es agua pesada. Los canales de refrigeración están rodeados por el moderador. La temperatura del moderador se mantiene por debajo de la temperatura del refrigerante para poder controlar la reactividad del núcleo. El sistema del moderador lo hace circular, quitándole calor en unos intercambiadores y precalentando el agua liviana secundaria de entrada de alimentación a los generadores de vapor. La presión de ambos circuitos refrigerante y moderador es la misma, permitiendo paredes delgadas en el interior del reactor, logrando una mejor transferencia de calor y aumentando la eficiencia del quemado del combustible.

La reactividad del núcleo se controla mediante barras de control y por inyección de boro líquido.

Las barras de control son 24 negras de hafnio y cinco grises de acero, éstas permiten controlar la reactividad y la distribución de potencia en el núcleo en operación. De las cinco barras de acero tres de ellas están, en operación normal, totalmente insertadas en el reactor. Tres de las barras de hafnio están solo parcialmente insertadas ($\frac{1}{4}$ de su longitud) en el reactor. Ante una parada de emergencia caen las todas la barras dentro del reactor. La inyección y remoción del boro líquido del moderador permite controlar los cambios lentos de reactividad debido al quemado del combustible nuevo. Existe además un sistema independiente de inyección de boro líquido para una parada de emergencia. Controlando la temperatura del moderador también se logra controlar la reactividad.

El recipiente de presión aloja al núcleo del reactor. El tanque del moderador contiene al núcleo actuando como escudo térmico protegiendo a las paredes del recipiente de presión.

El refrigerante circula por los canales de refrigeración en forma ascendente, pasa por los elementos combustibles y sale de los canales de refrigeración a través de unas ranuras hacia un plenum superior constituido por la tapa del tanque del moderador. Cada canal de refrigeración termina en un cabezal de cierre y un tapón que resisten la presión del refrigerante. Este último se abre para permitir la recarga del combustible en operación.

El moderador fluye por cañerías descendentes hacia un anillo difusor donde se distribuye en el fondo del tanque del moderador, luego sube y se calienta en el tanque del moderador saliendo del mismo a través de dos boquillas.

El sistema de refrigeración del núcleo, se denomina circuito primario y transfiere el calor en los generadores de vapor a un circuito secundario de agua liviana que se convierte en vapor para luego impulsar a la turbina. Hay dos circuitos iguales que constan de un generador de vapor, una bomba del refrigerante del reactor, tuberías de interconexión y un presurizador común a ambos circuitos (igual que en los PWR estándares). El presurizador posee calentadores eléctricos y rociadores para mantener la presión del circuito refrigerante, y posee válvula de seguridad limitadora de presión.

Todo el circuito de refrigeración está protegido ante sobrepresiones por la actuación de los rociadores del presurizador y las válvulas de seguridad independientes, que en el caso de abrir liberan el vapor a un sistema de alivio del presurizador donde condensa.

El sistema del moderador consta de dos circuitos iguales que funcionan en paralelo compuestos ambos por un intercambiador de calor del moderador, una bomba del moderador y las cañerías asociadas. En funcionamiento normal, el sistema del moderador mantiene la temperatura de éste por debajo de la del refrigerante. El circuito es el siguiente: el moderador fluye desde la parte superior del tanque del moderador a través de la bomba del moderador al intercambiador del moderador retornando a la parte inferior del tanque del moderador. El calor que cede en el intercambiador precalienta el agua de entrada secundaria de los generadores de vapor.

VASIJA DE PRESIÓN DEL REACTOR - INTERNOS

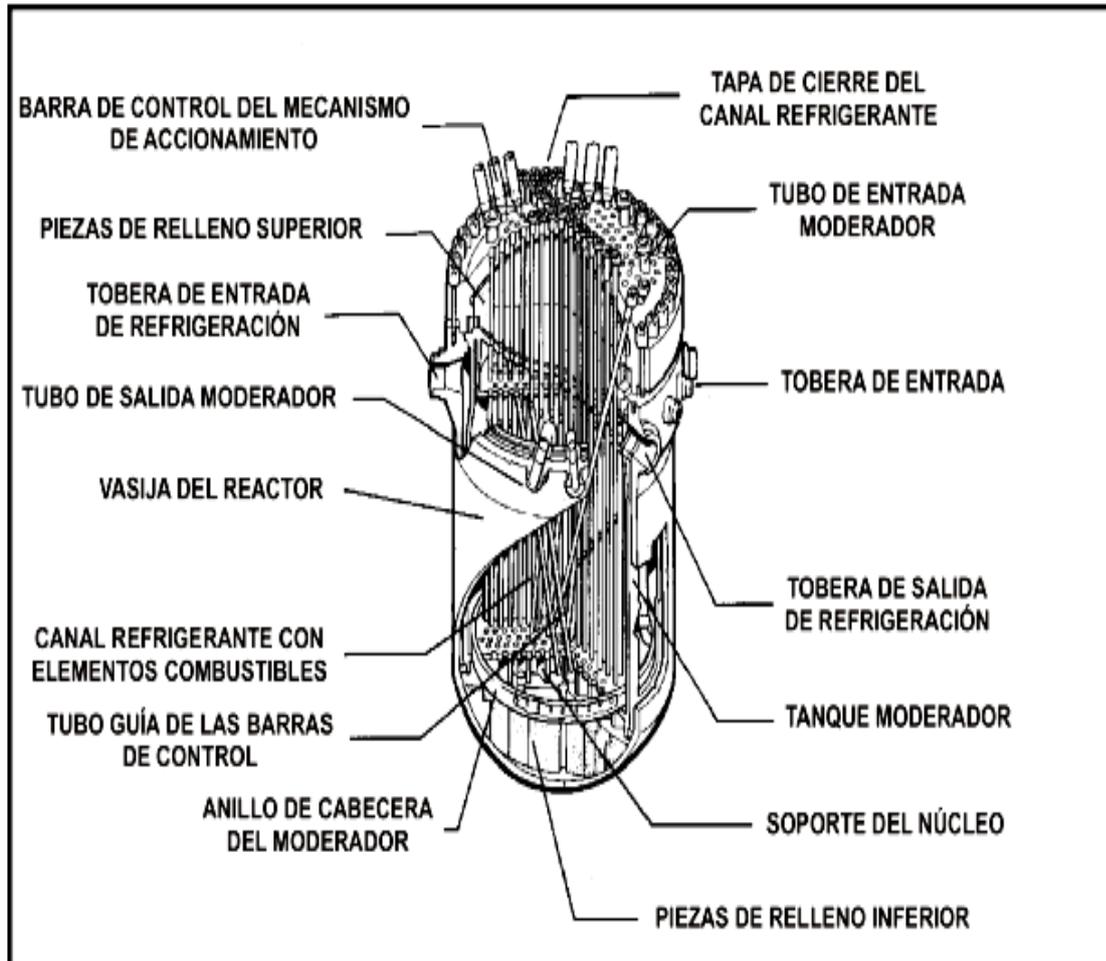


Figura 8.4 Vasija de presión del reactor

En el modo de eliminación de calor residual, el moderador es redirigido por medio de válvulas, a la rama fría de los generadores de vapor principales y a la entrada anular del refrigerante del núcleo, siendo impulsado por la bomba del moderador a través del intercambiador de calor del moderador. El sistema del moderador constituye el primer paso en la remoción del calor residual. Este calor residual cedido por el moderador al intercambiador del moderador pasa al sistema de remoción de calor residual y luego al sistema de remoción de agua de refrigeración de servicio.

En el modo de refrigeración de emergencia del núcleo, el moderador, que está a alta presión, permite inundar y refrigerar al núcleo. Inyectando agua tanto en la rama fría de los generadores de vapor principales, como en la caliente y en el plenum superior del recipiente de presión. La eliminación del calor sigue el mismo camino descrito para la eliminación del calor residual.

El sistema del moderador junto con el sistema de remoción de calor residual permiten la parada en caliente del reactor manteniéndola el tiempo que sea necesario, en enfriamiento controlado, y la refrigeración de emergencia del núcleo sin el venteo del vapor principal y por lo tanto sin la necesidad de un sumidero de calor adicional.

El sistema de remoción de calor residual consta de dos lazos y actúa como un barrera entre el moderador, que puede estar contaminado ante una falla en el intercambiador del moderador, y el agua de refrigeración de servicio.

Para lograr un mayor grado de quemado de los elementos combustibles, los mismos se mueven de posición dentro del reactor mediante la máquina de recambio de combustibles que opera sin necesidad de parar al reactor. El proceso es automático y se controla desde la sala de control.

Los sistemas auxiliares son similares a los de cualquier reactor tipo PWR, manteniendo separado todos los sistemas de agua pesada de los de agua liviana. Las funciones básicas son las siguientes:

- Almacenamiento de agua pesada
- Control de volumen, y suministro de agua de sellos
- Tratamiento y enriquecimiento del agua pesada
- Dosificación de ácido bórico e inyección en el circuito primario
- Rápida inyección de boro
- Refrigeración de componentes nucleares
- Refrigeración de la piletta de combustibles
- Suministro de fluidos a la máquina de recambio
- Compensación de pérdidas
- Remoción de calor del núcleo y refrigeración de emergencia del mismo.

La sala de control contiene el equipamiento para operar la central y los sistemas de información y vigilancia de la planta.

Los equipos de instrumentación y control incluyen los sistemas de medición, control, protección y vigilancia.

El sistema de energía eléctrica es fundamental para la seguridad de la planta. Atucha I tiene dos alimentaciones externas independientes, una en 220 Kv y otra en 132 Kv, además de poder auto alimentarse. En caso de caerse las tres fuentes de suministro arrancan los generadores diesel de emergencia.

Hay cargas específicas de instrumentación y control del tipo no interrumpibles que se alimentan a través de rectificadores y convertidores o directamente a través de baterías.

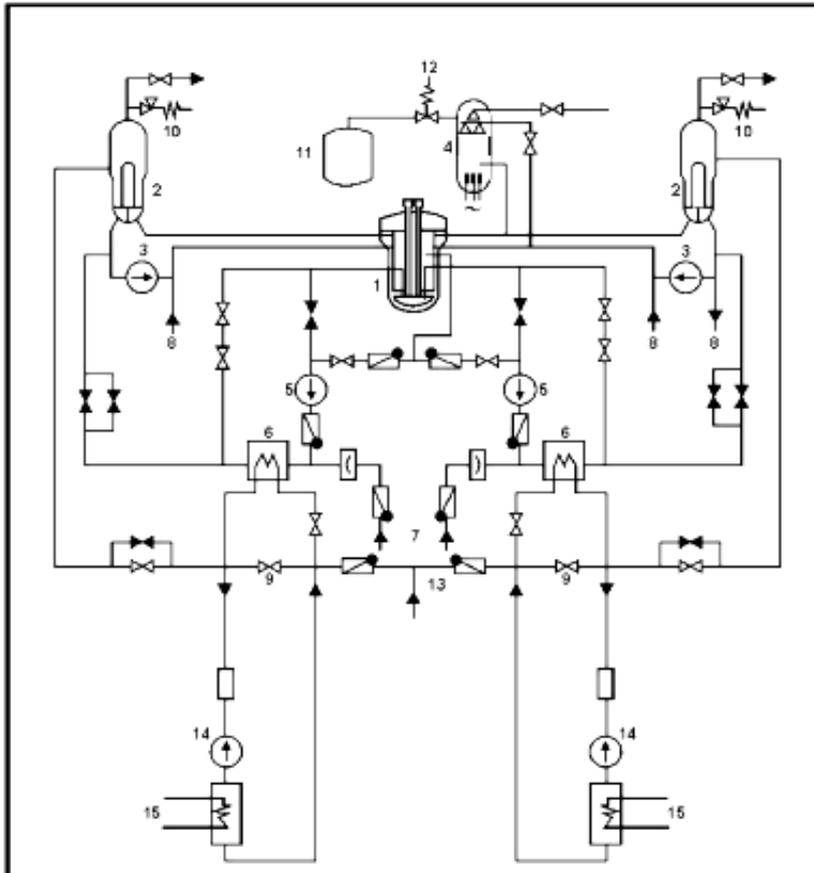
El transformador de servicio alimenta dos barras en 6,6 Kv BA y BB, unidas por un interruptor, de las que cuelgan las cargas de los equipos auxiliares. Como parte de las cargas auxiliares son necesarias para eliminar el calor residual y lograr la parada segura de la planta estas barras se alimentan a través de las barras de energía de emergencia que están subdivididas en tres grupos redundantes cada una con su generador diesel de emergencia de arranque rápido. Como ciertas cargas no pueden tolerar una interrupción de 40 segundos lo primero que entra es grupo turbina hidráulica-generador hasta que puedan tomar carga los generadores diesel.

El sistema de energía auxiliar alimenta las cargas de la planta en operación normal, puesta en marcha y salida de servicio a través de las barras BA y BB vía el transformador auxiliar.

El sistema de energía de emergencia alimenta las cargas requeridas para la parada segura del reactor, para mantenerlo en condición de parada, para eliminar el calor residual y para evitar fugas de material radioactivo al ambiente, tanto en funcionamiento normal como durante un accidente. Son dos barras BU y BV en 6,6 Kv no interrumpibles.

Los generadores diesel de emergencia son tres unidades redundantes, con dos de ellas funcionando alcanza para alimentar las barras de emergencia BU y BV. Cada generador tiene su propio sistema de auxiliares y de arranque independientes.

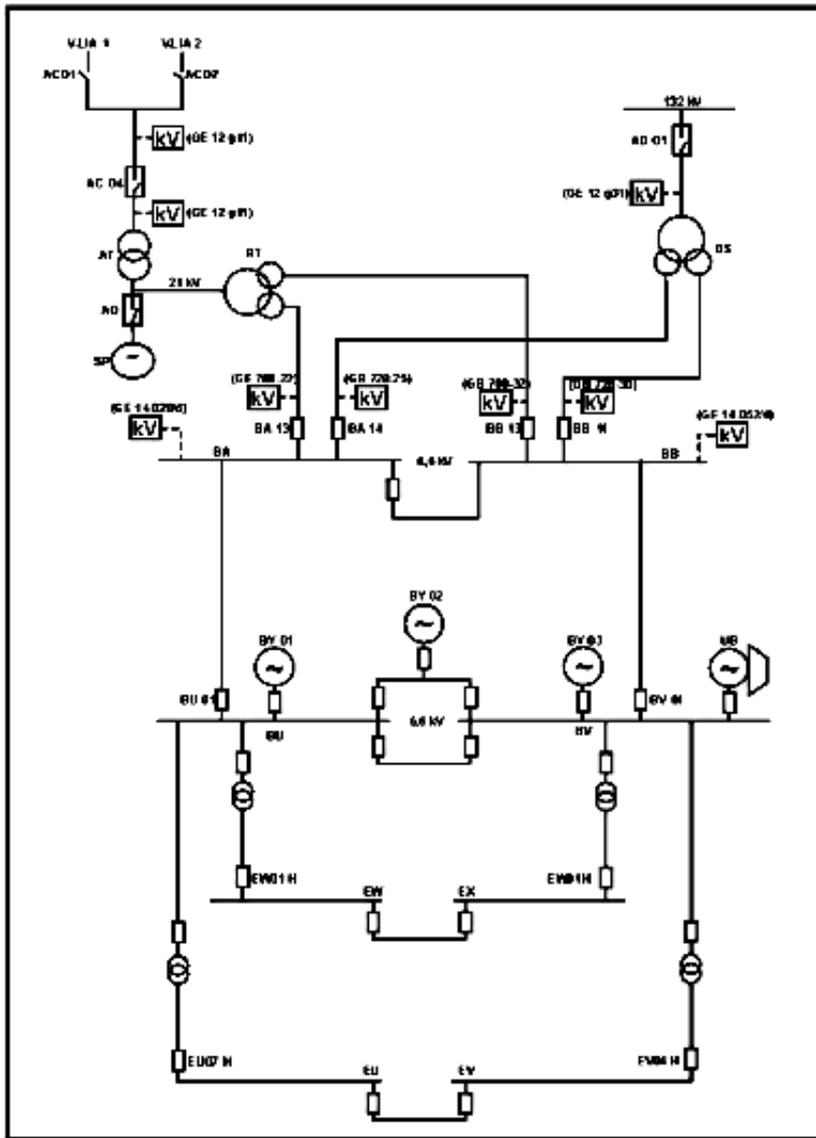
SISTEMA DE REFRIGERACIÓN DEL REACTOR Y SISTEMA MODERADOR



- 1 - VASIJAS DEL REACTOR
- 2 - GENERADORES DE VAPOR
- 3 - BOMBAS DE REFRIGERANTE DEL REACTOR
- 4 - PRESURIZADOR
- 5 - BOMBAS DEL MODERADOR
- 6 - INTERCAMBIADOR DE CALOR DEL MODERADOR
- 7 - ENTRADA DEL SISTEMA DE REFRIGERACIÓN DE EMERGENCIA
- 8 - SISTEMA DE CONTROL E INVENTARIO
- 9 - SISTEMA DE REFRIGERACIÓN EN PARADA (MODERADOR)
- 10 - VÁLVULAS DE SEGURIDAD SECUNDARIAS
- 11 - TANQUE DE ALIVIO DEL PRESURIZADOR
- 12 - VÁLVULAS DE SEGURIDAD PRIMARIAS
- 13 - ENTRADA DE AGUA LIVIANA LADO SECUNDARIO
- 14 - SISTEMA DE REMOCIÓN DEL CALOR RESIDUAL
- 15 - SISTEMA DE AGUA DE REFRIGERACIÓN DE SERVICIO PARA LA SEGURIDAD

Figura 8.5 Sistema de refrigeración del reactor y sistema del moderador Atucha I

SISTEMA BÁSICO DE ENERGÍA ELÉCTRICO (DIAGRAMA DE LÍNEA SIMPLE)



SP - Generador
 AT - Transformador del Generador
 BT - Transformador de Servicio de la Estación de Alta Tensión
 BS - Transformador del Sistema Externo
 BY - Generadores Diesel
 UB - Generador de la Turbina Accionada por Agua

Figura 8.6 Diagrama unifilar de Atucha I

Sistemas de Seguridad

El concepto de seguridad bajo el cual se diseñó Atucha I contempla que el diseño de la planta cumpla con todas las condiciones concebibles pudiendo parar el reactor con seguridad y mantenerlo parado por largos períodos de tiempo y que cualquier liberación de material radioactivo al ambiente no exceda los límites establecidos de protección radiológica.

Se establecieron tres niveles de seguridad de acuerdo con las condiciones de la planta:

1) Los sistemas y componentes necesarios para la operación normal, parada, arranque, carga parcial se diseñan basándose en los siguientes principios:

- Diseño conservador.
- Estrictas reglas de garantía y control de calidad.
- Exámenes e inspecciones regulares.

2) A pesar de las consideraciones mencionadas los sistemas pueden fallar a lo largo de su vida útil, es así que en un segundo nivel de seguridad y con el fin de evitar fallas e incidentes operativos y de suceder, mitigar sus consecuencias se aplican las siguientes medidas adicionales:

- Características de operación inherentemente seguras
- Anunciación de alarmas
- Limitación de potencia del reactor

3) El tercer nivel de seguridad se refiere a los casos en que un sistema de seguridad o una parte del mismo falle en el mismo momento en que esté aconteciendo un accidente. Con el fin de que el accidente no escale y se mitiguen sus consecuencias los sistemas de seguridad son de diseño redundante.

Los sistemas de seguridad previstos en Atucha I son:

- Sistema de parada rápida del reactor (dos subsistemas independientes: barras de control e inyección de boro líquido).
- Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (dos subsistemas: uno de alta presión y uno de baja presión).
- Sistema de contención (cuatro subsistemas: contención de hormigón, contención de acero, sistema de aislamiento de la contención, y sistema de extracción del aire del espacio anular del edificio del reactor).
- Sistema de energía eléctrica de emergencia.

El sistema de parada por barras de control (YR) consiste en 24 barras de hafnio (Hf) que se insertan en el núcleo deteniendo la reacción en cadena.

El sistema de parada por inyección de boro líquido (TB) es independiente y redundante del sistema de barras, y actúa cuando algunas barras no penetran por caída libre dentro del reactor durante los primeros tres segundos de dada la señal de parada. El sistema TB está compuesto por tres tramos de alimentación, independientes entre sí, conectados a dos compresores de alta presión. Cada tren consta de un acumulador conectado a un tanque que contiene el ácido bórico y una válvula neumática de accionamiento rápido.

Dentro de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo el sistema de inyección de alta presión TJ-AP tiene como función reponer rápidamente el refrigerante después de un LOCA (Loss of Coolant Accident: Accidente con pérdida de refrigerante). Está compuesto por dos circuitos redundantes separados e independientes. Cada uno tiene un tanque presurizado con gas conectado a dos tanques de agua conectados al circuito primario de refrigeración, la conexión se logra a través de tuberías con válvulas de aislamiento y discos de ruptura. Este sistema actúa por diferencia de presión en los primeros instantes de un LOCA.

El sistema de refrigeración de emergencia de baja presión TJ-BP cumple la misma función que el de alta presión pero luego de haber actuado éste. Consta de dos circuitos independientes, separados y equivalentes que hacen circular el agua que toman del sumidero del edificio del reactor, impulsada por dos bombas de seguridad y atravesando intercambiadores de calor del sistema del moderador para extraer el calor residual y la vuelven a inyectar al núcleo vía el moderador para permitir la refrigeración del mismo a largo plazo. Dichos circuitos están separados del circuito del moderador por discos de ruptura que actúan por diferencia de presión.

En relación a la posibilidad de escapes radioactivos se implementan las siguientes barreras pasivas (no requieren energía eléctrica):

- La matriz de combustible (pastillas de dióxido de uranio).
- Las vainas de revestimiento del combustible soldadas.

- Sistema de refrigeración del reactor y sistema del moderador, cerrados y de sellos soldados.
- La contención de acero para retener a plena presión y a prueba de fugas.
- Blindaje secundario de hormigón.

El diseño de la planta se basa en que ésta debe soportar los accidentes básicos de diseño. Para ellos los principios aplicados son:

- Multiplicidad de características de seguridad.
- Redundancia de los sistemas de seguridad y de sus sistemas auxiliares.
- Diversidad de las partes importantes del sistema de protección del reactor.
- La separación física de los subsistemas redundantes.
- Protección de los sistemas de seguridad contra accidentes externos.
- Realización de pruebas periódicas de los sistemas de seguridad.

La seguridad en las plantas nucleares es un concepto dinámico que evoluciona con el tiempo. Atucha I no es la excepción, el diseño original fue mejorado y luego del accidente de Fukushima el Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO) decidió implementar medidas para verificar el estado de la seguridad de las plantas nucleares respecto de escenarios provocados por eventos externos más allá de las bases de diseño.

El objetivo ha sido reevaluar la seguridad de las centrales nucleares, detectar debilidades e implementar las mejoras necesarias.

Atucha I y Embalse fueron sometidas a un conjunto de inspecciones, revisiones y verificaciones para evaluar la capacidad de respuesta ante la ocurrencia de eventos considerados en las bases de diseño y más allá de éstas según recomendaciones de la Asociación Mundial de Operadores Nucleares (WANO , *World Association of Nuclear Operators*).

En base a lo requerido por el FORO y lo realizado a pedido de WANO la ARN (Autoridad Regulatoria Nuclear) emitió un requerimiento regulatorio de Evaluación Integral de la Seguridad de las centrales nucleares argentinas (Atucha I y II , Embalse).

Este análisis de resistencia (stress análisis) incluye:

- 1) Los eventos disparadores extremos aplicables a cada central.
- 2) Las pérdidas de funciones de seguridad provocada por el evento iniciador.
- 3) La gestión de los accidentes severos consecuentes.

Además de los tres puntos mencionados la evaluación integral contempla los siguientes tópicos:

- a) Evolución a largo plazo de los accidentes extremos provocados por eventos iniciadores extremos.
- b) Implicancias de seguridad por la proximidad entre Atucha I y Atucha II.
- c) Estrategia de manejo de elementos combustibles.
- d) Disposición de equipos y componentes de los sistemas de seguridad para que no se dañen ante un evento extremo.
- e) Medidas de prevención, recuperación y mitigación de los accidentes del punto 2 y 3.
- f) Disponibilidad de recursos en las centrales para hacer frente a las respuestas de emergencia requeridas ante accidentes extremos.

El informe de seguridad se divide en cinco secciones a saber:

Sección 1: Introducción, contiene la evaluación de resistencia adoptada por el FORO y las actividades hechas en Argentina

Sección 2: Metodología utilizada en la evaluación de resistencia. Son las actividades desarrolladas por la ARN y el licenciataria (NA-SA Nucleoeléctrica Argentina S.A.).

Sección 3: Datos generales de las instalaciones y uso de los análisis probabilísticos de seguridad (APS). Descripción de los sistemas que intervienen en los análisis requeridos, de los sumideros de calor existentes, y de las cadenas de extracción del calor. Conclusiones de los análisis probabilísticos de seguridad.

Sección 4: Informe del licenciataria y evaluación de la ARN

Se detallan las actividades realizadas por Nucleoeléctrica Argentina SA y por la ARN respecto de:

- Eventos externos: terremotos, inundaciones/ bajantes, tornados, rayos y cargas de viento.
- Pérdida de funciones de seguridad debido a pérdida de suministro eléctrico y la conexión con los sumideros de calor.
- Gestión de accidentes severos.
- Manejo de la emergencia.

Sección 5: Conclusiones y manejo de la emergencia.

La metodología toma la experiencia de Fukushima, que implicó la pérdida total del suministro eléctrico y del sumidero final de calor por un tiempo prolongado, para realizar un análisis determinístico de la pérdida de las líneas de defensa en profundidad existentes independientemente de la probabilidad de pérdida de dicha línea de defensa. Se realiza un análisis que incluye la evaluación de la respuesta de la planta, la efectividad de las medidas preventivas y destaca las potenciales debilidades.

Como conclusión del análisis probabilístico de seguridad (APS) se implementó en el año 2003 una modificación al diseño original incorporando un segundo sumidero de calor (SSC).

El SSC es un sumidero de calor adicional e independiente del sumidero principal que es el agua del río Paraná de la Palmas. El SSC suministra agua de alimentación a los generadores de vapor desde un tanque de agua independiente y de uso exclusivo con dos líneas de alimentación redundante, instrumentación y control junto a alimentación eléctrica independiente y separada de otros auxiliares. Complementariamente al SSC está previsto el control de la presión del vapor secundario vivo a través de dos líneas equipadas con válvulas de descarga de vapor a la atmósfera.

El primer sumidero de calor es al agua del río Paraná que es impulsada a través de tres bombas helicoidales y dos tuberías hasta los puntos de refrigeración en el edificio de turbina, el edificio de instalaciones auxiliares y el recinto anular. Este sistema puede fallar ante una inundación milenaria o bajante extrema dejando no operativa a la sala de bombas de agua de río.

La extracción de calor residual del núcleo una vez parado el reactor se realiza inicialmente por los generadores de vapor y el condensador donde el calor se transfiere al sistema de refrigeración principal (UC) y de allí al sistema UK que constituye el sumidero final para la evacuación del calor residual del núcleo a través del sistema del moderador y de remoción de calor residual, como así del calor de las piletas de almacenamiento de combustible quemado.

Atucha I cuenta con un análisis probabilístico de seguridad (APS) nivel 1 desde 1994 para eventos de origen interno, luego se fue actualizando e incorporando los APS de incendios y parada.

En base a las recomendaciones de WANO SOER 2011-2 en que se recomienda verificar la disponibilidad de sistemas, estructuras y componentes de la planta disponibles en caso de accidentes, se confeccionó para Atucha I un listado tomando en cuenta los equipos listados en el

APS nivel 1 , evaluando el peso de cada falla a través de su importancia o aporte al riesgo y seleccionando las componentes más relevantes , adicionalmente se incorporaron elementos pasivos fundamentales para la respuesta de la planta ante accidentes. Se identificaron así 300 componentes de los cuales 150 son tarjetas electrónicas.

En el caso de la evaluación de margen sísmico (SMA) el APS se utilizó para identificar los componentes que serán incluidos en el listado de equipos que permiten la parada segura del reactor (SSEL ,Safe Shutdown Equipment List).

Se definieron dos caminos con final exitoso de la parada del reactor (caliente y frío) y el mantenimiento en condición de parada. Los caminos de éxito incluyen sistemas de primera línea y de soporte y al menos un camino debe mitigar una pérdida de refrigerante primario pequeño (Small LOCA). Se considera la pérdida de suministro eléctrico externo y asistencia externa por 72 horas. Se identifican los componentes en los caminos de éxito. El resultado del proceso determinará con alto grado de confianza el margen de seguridad disponible de la central respecto del sismo previsto. Como resultado de la aplicación del APS se han listado una serie de modificaciones importantes en lo que se refiere a la seguridad:

- Mejorar el sistema de provisión de energía de emergencia (Interconexión con Atucha II)
- Realizar pruebas repetitivas adicionales

Complementariamente se desarrolló un programa de mejoras, cambios de diseño tales como:

- Segundo sumidero de calor
- Mejoras al sistema de inyección de alta presión
- Mejoras al sistema de corte por boro
- Cambios en la lógica de disparo para señales de accidentes tipo LOCA grandes y pequeños
- Cambios en la señal de fuga del lado secundario

Los cambios previstos para el futuro incluyen:

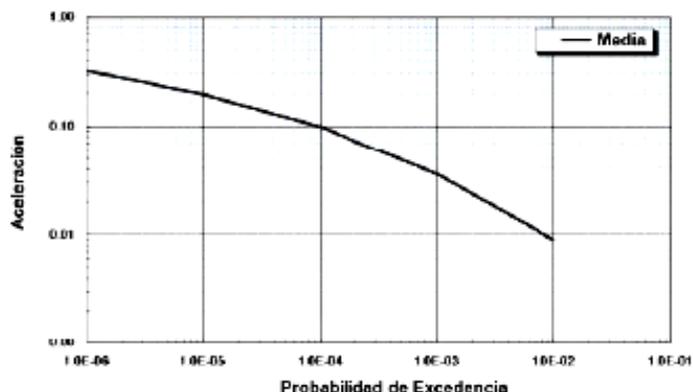
- Una revisión basada en el riesgo del nuevo sistema de suministro eléctrico de emergencia (generadores diesel de emergencia móviles, interconexión con Atucha II).
- Una revisión basada en el riesgo del modo de operación de una cuarta bomba de agua de río ubicada en la sala de bombas de Atucha II que está mucho más elevada que la de Atucha I con nula probabilidad de fallar ante inundaciones extremas).

Dado que Atucha I y II se encuentran ubicadas en el mismo predio en Lima Provincia de Buenos Aires el estudio de la incidencia de eventos externos como terremotos, inundaciones y bajantes del río Paraná de las Palmas es común a ambas.

Los requerimientos de sismicidad han variado con los años, desde el nulo en el diseño de Atucha I al adoptado 0,1g luego de los estudios encargados por NASA (Nucleoeléctrica Argentina SA) a los consultores James J Johnson de Estados Unidos y AECL de Canadá. Ambos desarrollaron un estudio de evaluación probabilística de amenaza sísmica del sitio (PSHA *Probabilistic Seismic Hazard Assesment*) para determinar la aceleración pico del suelo con una frecuencia de ocurrencia de 1 en 10000 años concluyendo que el valor 0,1g tanto en horizontal como vertical es un valor con alto grado de confianza.

	Año de diseño	Requerimientos sísmicos de diseño	Valores adoptados de diseño	Evaluación de JJJ (USA) y AECL (Canadá)
ATUCHA I	1960	Ninguno	-----	0,1g tanto horizontal como vertical incidencia 10^{-4}
ATUCHA II	1980	0,5g máximo	0,15g horizontal y 0,075 g vertical	0,1g tanto horizontal como vertical incidencia 10^{-4}

Tabla 8.2 Requerimientos sísmicos de Atucha I y II

Figura 8.7 Curva de riesgo sísmico para el sitio Atucha I y II. Vemos que para una probabilidad de excedencia de 1 en 10000 años la aceleración pico del suelo media es de 0,1g. (RLE *Review Level Earthquake*).

Atucha I no fue originalmente diseñada ni calificada considerando terremotos severos, sin embargo dado el diseño conservador y la robustez de las instalaciones la planta posee una capacidad intrínseca de soportar terremotos de cierto nivel, esta capacidad de resistir terremotos se determina mediante una evaluación de margen sísmico (*SMA Sísmic Margin Analysis*) que evalúa los equipos, sistemas y componentes (ESC) en relación como desempeñan su función de seguridad ante la ocurrencia de un terremoto.

El objetivo es demostrar la seguridad sísmica de Atucha I en relación al nivel de terremoto de revisión planteado (*RLE Review Level Earthquake*) 0,1g, de forma tal que los dos caminos analizados que conducen a la parada segura del reactor deben poder resistir sin problemas un pico de aceleración 0,1g que tiene una recurrencia de 1 en 10000 años cubriendo así las funciones de seguridad del tercer nivel de defensa en profundidad.

La robustez de Atucha I será mejorada a partir de las siguientes medidas:

- Reparaciones menores surgidas de la inspección de la planta (*easy fixes*).
- Reposición del agua del segundo sumidero de calor para que éste pueda permanecer activo sin ayuda externa por más de 72 horas.
- Provisión de un grupo diesel móvil auxiliar con capacidad de conectarse en diversos puntos de la red eléctrica.
- Implementar un nuevo sistema eléctrico de emergencia capaz de resistir el RLE de 0,1g.
- Implementar un sistema alternativo de monitoreo de los parámetros de las piletas de combustible desde el exterior de las mismas.

Respecto de la contención el máximo terremoto que ésta debe soportar es uno cuya incidencia se da en 1 cada 100000 años cuyo valor es de 0,2 g (ver figura 8.7) para así cubrir el cuarto nivel de defensa en profundidad.

Independientemente del estudio de la contención se ha decidido instalar recombinadores pasivos catalíticos (PARs *Passive Auto-Catalytic Recombiners*) para asegurar la función de la contención. Los PARs son convertidores catalíticos que se activan automáticamente sin necesidad de energía eléctrica para prevenir la acumulación de hidrógeno en el edificio del reactor evitando así explosiones. El funcionamiento se basa en el siguiente principio: el hidrógeno gaseoso se combina con el oxígeno del aire para dar agua más calor:

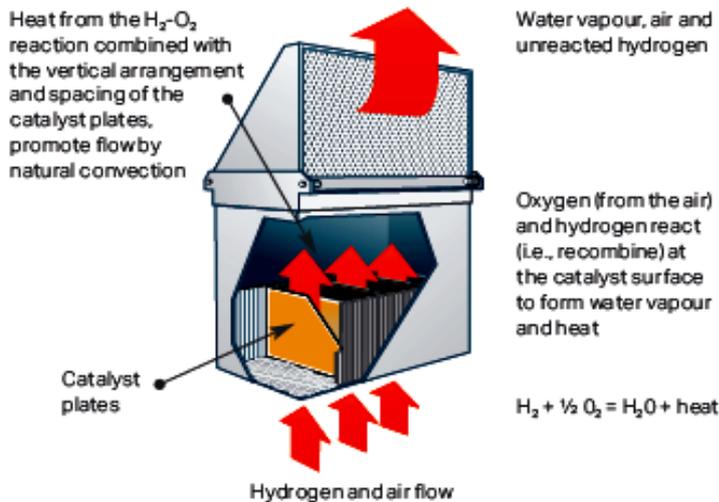
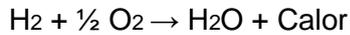


Figura 8.8 PARs convertidor catalítico de hidrógeno tecnología canadiense.

De darse un terremoto en la represa Yacyretá, ubicada a 1200 km agua arriba de Atucha I, que la destruya, luego de 30 días llegará la crecida que inundará la sala de bombas de toma de agua de río dejándolas inoperables. Para compensar esto se prevé instalar una cuarta bomba de agua de río en Atucha II para alimentar a Atucha I. El nivel de la sala de bombas de Atucha II ya tiene contemplado este hecho en su diseño. Por otro lado el sistema de segundo sumidero de calor de Atucha I puede actuar con la sala de bombas inutilizada.

Respecto de bajantes cuya ocurrencia se da una vez cada mil años la cuarta bomba en Atucha II se mantendrá operativa, alimentando a Atucha I

No obstante de darse una pérdida total del agua de río el sistema de segundo sumidero de calor debe operar (SSC). Para asegurarse la operación del SSC más allá de las bases de diseño actuales se proponen las siguientes mejoras que implican la reposición de agua a los generadores de vapor en caso de pérdida de la cadena de refrigeración posterior y de la inyección del tanque del SSC. Si el tanque de SSC está operativo se le puede suministrar agua desde las piletas de tratamiento de agua y recomponer el agua de estas piletas mediante una bomba de agua de pozo. También en caso de un corte total de suministro eléctrico (SBO *System Black Out*) la energía será provista por un grupo diesel de emergencia móvil.

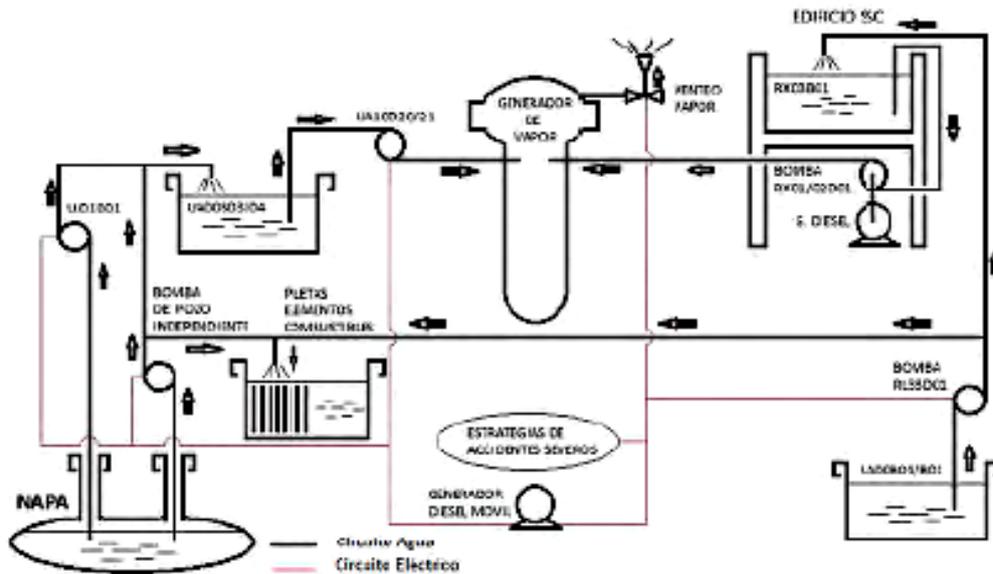


Figura 8.9 Diagrama de reposición de inventario de agua del segundo sumidero de calor SSC

Atucha I no fue diseñada considerando la posibilidad de tornados, si Atucha II para tornados clase F3 en la escala de Fujita. Los edificios y sistemas principales a resguardar frente a un tornado son las piletas de elementos combustibles y el circuito asegurado de refrigeración de agua de río.

Velocidad máxima del viento	245-332 km/h	Según escala mejorada de Fujita
Ancho de la zona afectada	170-450 m	
Longitud de la zona afectada	16-50 km	
Velocidad máxima de rotación	270 km/h	
Radio de máxima velocidad de rotación	45 m	Derivado de USA-EC Guía regulatoria 1.76
Velocidad de traslación máxima	65 km/h	
Velocidad de traslación mínima	7 km/h	
Caída de presión máxima	0,1 bar en 2,5 s	
Duración de máxima caída de presión	1,5 s	

Tabla 8.3 Características de un tornado clase F3

El estudio de reevaluación de riesgo de tornados para Atucha I estará terminado en el año 2015. No obstante ya se han implementado una serie de medidas tales como el nuevo edificio de suministro eléctrico de emergencia que ha sido diseñado y construido teniendo en cuenta un tornado clase F3. El nuevo edificio de almacenamiento en seco de elementos combustibles, que se encuentra en etapa de ingeniería básica también resistirá tornados y los misiles que estos arrojan.

Respecto de las descargas atmosféricas, todos los edificios tienen su sistema de puesta a tierra diseñado según los estándares originales alemanes. No obstante un rayo en 1977 dañó al transformador principal. Para evitar que esto vuelva a suceder se mejoró el sistema de puesta a tierra vinculando los cables de bajada de cobre desnudo a las estructuras metálicas de soporte, armando una típica jaula de Faraday que protege cada instalación.

Pérdidas de las funciones de seguridad

Pérdida de las funciones de seguridad ante la caída del suministro eléctrico y de los sumideros de calor.

1) Pérdida de suministro eléctrico externo (LOOP *Loss of Off-Site Power*):

Este es un accidente básico de diseño considerado en Atucha I ante la pérdida del suministro eléctrico de las dos alimentaciones externas (220 Kv y 132Kv) junto a la generación propia.

Para evitar la falla de los servicios propios, Atucha I cuenta con tres generadores diesel de emergencia con capacidad del 50% cada uno de lo requerido (GD CNA I), y una interconexión con dos generadores diesel de Atucha II (GD CNA II). Ver Figura 8.6 diagrama unifilar original y el nuevo diagrama Figura 8.10 en el cual se destaca la conexión con los generadores de emergencia de Atucha II y del segundo sumidero de calor (SSC).

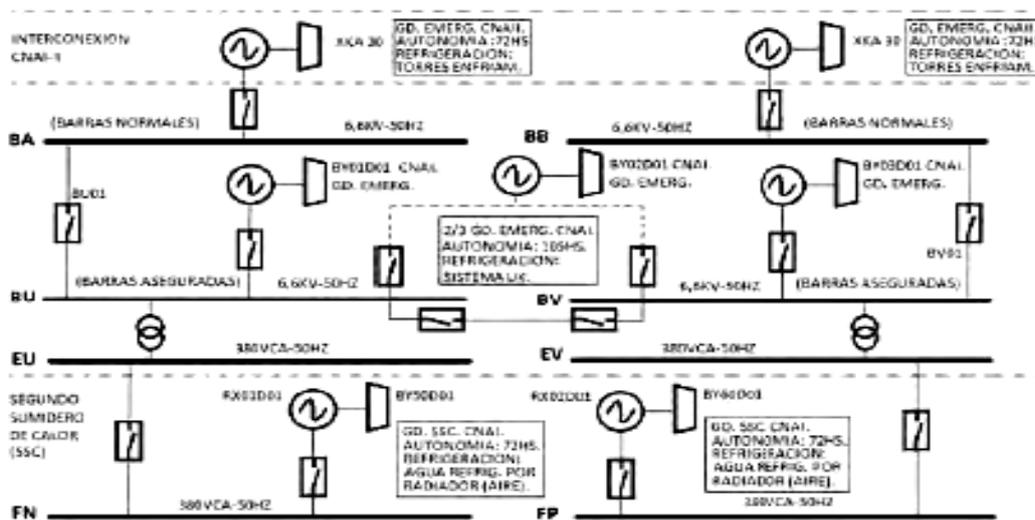


Figura 8.10 Diagrama unifilar de Atucha I, su vinculación con los generadores de emergencia de Atucha II y el sistema de energía para el segundo sumidero de calor (SSC)

Existen dos formas independientes de extracción del calor residual, la primera es vía el sistema de refrigeración del moderador (QM) y su conexión con los sistemas de refrigeración posterior (RR) y de refrigeración asegurada de agua de río (UK) hasta el sumidero final que es el agua de río. Este sistema posee dos circuitos independientes (ver figura 8.5). La segunda forma, independiente de la primera, es vía venteo de vapor secundario de los generadores de vapor denominada segundo sumidero de calor (SSC) para lo cual se les debe asegurar el suministro de agua a los generadores de vapor. El SSC cuenta con dos redundancias independientes de bomba, motor diesel y generador eléctrico propio. *El segundo sumidero de calor es una planta de bombeo de agua desmineralizada que alimenta a los generadores de vapor y una estación de venteo a la atmósfera del vapor producido en los generadores de vapor permitiendo de esta forma evacuar el calor del núcleo del reactor.*

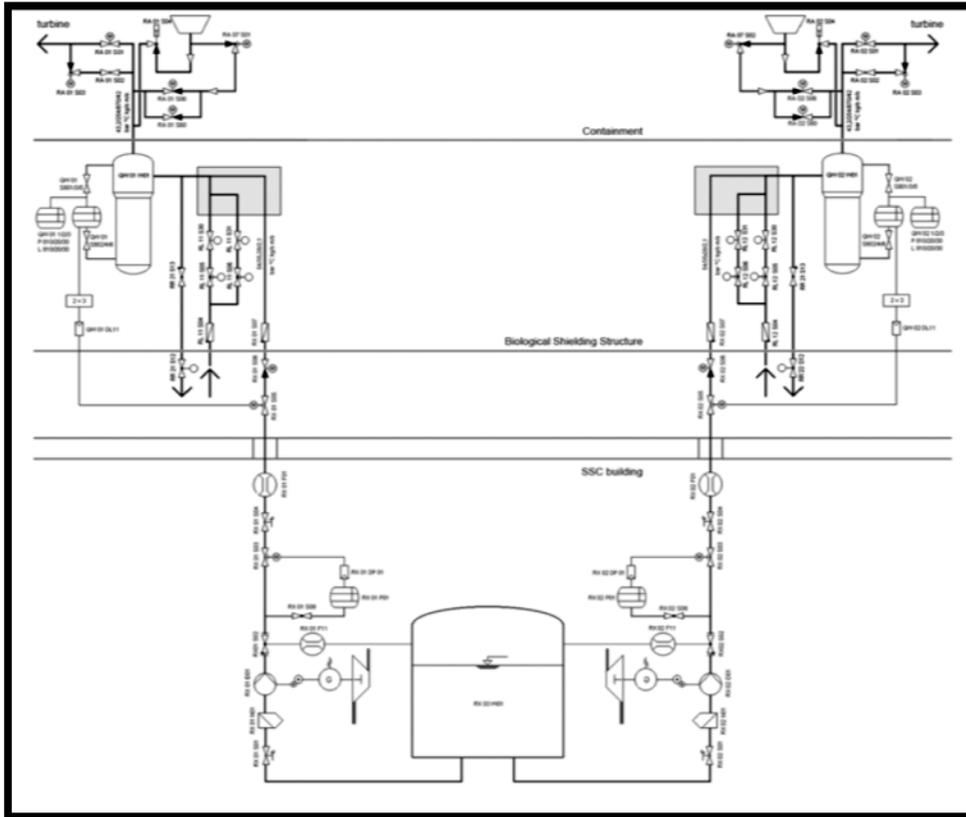


Figura 8.11 Esquema del SSC segundo sumidero de calor ubicado en un edificio nuevo

Nuevo sistema de suministro eléctrico de emergencia (EPS) en reemplazo de los generadores diesel de emergencia:

Este sistema en construcción actualmente consta de tres generadores diesel de 4000KVA aportando a las barras de 6,6Kv de CNA I, está sísmicamente calificado para un sismo de 0,1g y el edificio que los aloja resiste un tornado clase F3. El accidente básico de diseño para definir el dimensionamiento de los generadores fue una pérdida de refrigerante primario pequeña (Small LOCA). Posee dos redundancias al 100% independientes y separadas, tres generadores diesel autónomos al 100% uno por cada tren o redundancia y un tercero de reserva. Cada generador diesel se ubica en un recinto separado y con protecciones contra incendio individuales. Dos subsistemas de alimentación no interrumpibles del 100% y un tercero en stand by.

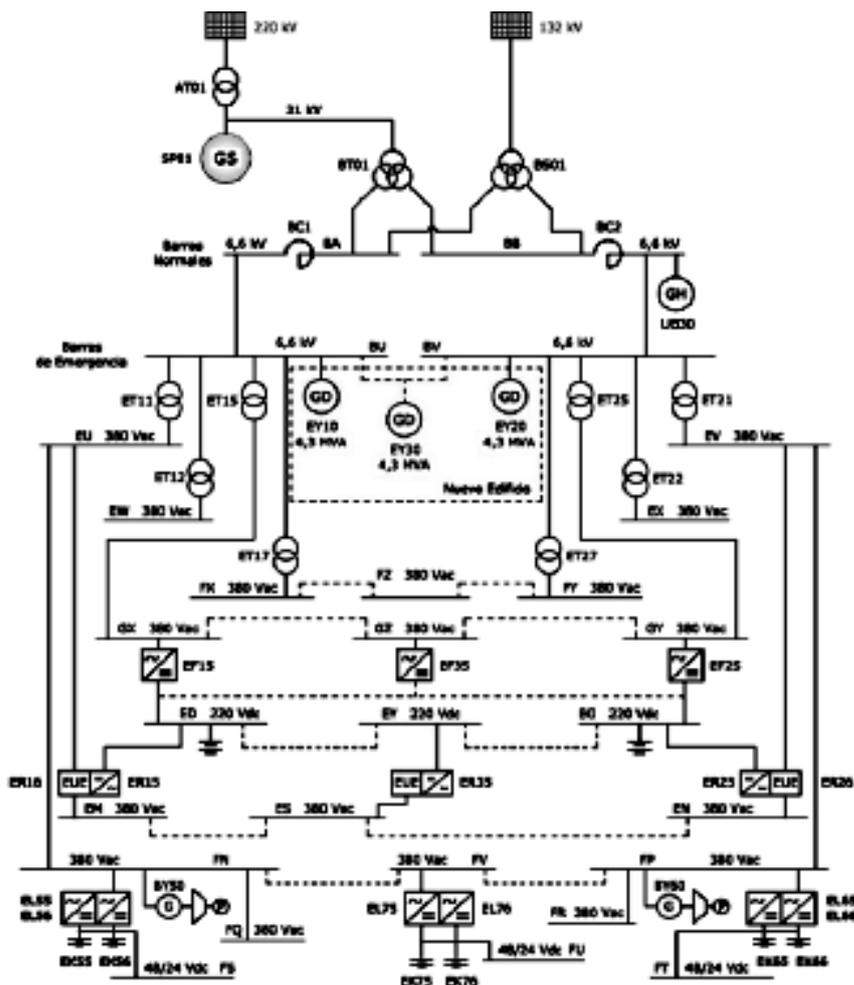


Figura 8.12 Nuevo sistema de suministro eléctrico de Atucha I con el nuevo EPS (*Emergency Power System*) emplazado en el nuevo edificio

2) Pérdida de suministro eléctrico externo e interno (*SBO Station Black Out*):

En este caso falla todo el suministro eléctrico a saber: las dos alimentaciones externas, la generación propia, los generadores diesel de emergencia de Atucha I y de Atucha II quedando como único mecanismo de refrigeración del núcleo el sistema del segundo sumidero de calor (SSC) vía el venteo de vapor secundario. Resulta fundamental el procedimiento de reposición de agua al sistema SSC para que éste pueda cumplir su función en el tiempo, ver figura 8.9.

3) Pérdida de los dos sumideros de calor sin pérdida de energía eléctrica:

En este caso al no haber ningún sumidero de calor se producirá la expansión del primario y del moderador hasta la apertura de la válvula de seguridad del presurizador. Este es un escenario similar al de falta total de energía interna y externa (SBO1). Para evitar que fallen los sellos de las bombas, las líneas del presurizador o la válvula del mismo produciendo un LOCA (*Loss of coolant accident*) se debe refrigerar con una rampa de -100°C/h . El problema es que no se dispone de agua en el sistema SSC (segundo sumidero de calor) debiéndose utilizar un mecanismo alternativo, o mejorar el suministro de agua al SSC como ya se mencionó. De no lograrse esto en cinco horas el núcleo comenzará a deteriorarse quedando sólo la contención operativa ya que el suministro eléctrico funciona.

Otro escenario denominado SBO2 se caracteriza por el hecho que el SSC no funciona como suministro de agua de reposición para el venteo en el secundario de los generadores de vapor, pero sí la instrumentación y control del venteo.

El manejo propuesto es similar al planteado en un accidente del tipo SBO1, aplicando una rampa de enfriamiento manual de -100°C/h , utilizando agua de las piletas de combustible a las cuales se le repone por medio de agua de napa, ver figura 8.9

4) Pérdida de los dos sumideros de calor y de toda energía eléctrica:

En este caso extremo al no tener forma de retirar el calor residual el accidente tendrá una progresión de accidente severo del núcleo que se deteriorará a partir de las cinco horas de acontecido el accidente.

La implementación de un generador diesel móvil que pueda alimentar las bombas que suministran agua al secundario de los generadores de vapor tomándola de un pileta auxiliar y reponiendo el agua de ésta a través de dos bombas de agua de napa evitará este escenario.

Atucha II

Descripción de la planta

Atucha II es del tipo PHWR de 700MWe fue diseñada por Siemens junto con Enace en 1980 y se basa en el diseño de Atucha I. La construcción comenzó en 1981, la misma estuvo parada varios años y se reinició en el año 2007, estando ahora en la etapa final con el reactor completamente cargado de elementos combustibles nuevos (Marzo 2013). Atucha II es muy similar a Atucha I con mejoras en lo atinente a seguridad y con eventos postulados de diseño (PEI) mucho más exigentes. En la siguiente tabla se hace una comparación entre las dos centrales:

	ATUCHA I	ATUCHA II
Tipo de central	PHWR	PHWR
Año de inicio de la construcción	1974	1981 , reinicia en 2007
Potencia total (MW)	1180	2160
Potencia neta (MWe)	357	700
Cantidad de barras combustibles	9106	16667
Potencia por barra (KW)	130	130
Potencia lineal promedio (W/cm)	232	244
Diámetro del canal (mm)	120	112
Masa del moderador (t)	119	206
Masa de agua en el primario (t)	88	172
Masa de agua en los generadores de vapor (t)	16	46
Masa de UO ₂ (t)	44	97
Masa de Zircaloy (t)	19	28
Masa del recipiente de presión (t)	470	971
Relación Potencia total / Masa de agua primario + moderador + GV	530	510

Tabla 8.4 Comparación entre Atucha I y Atucha II

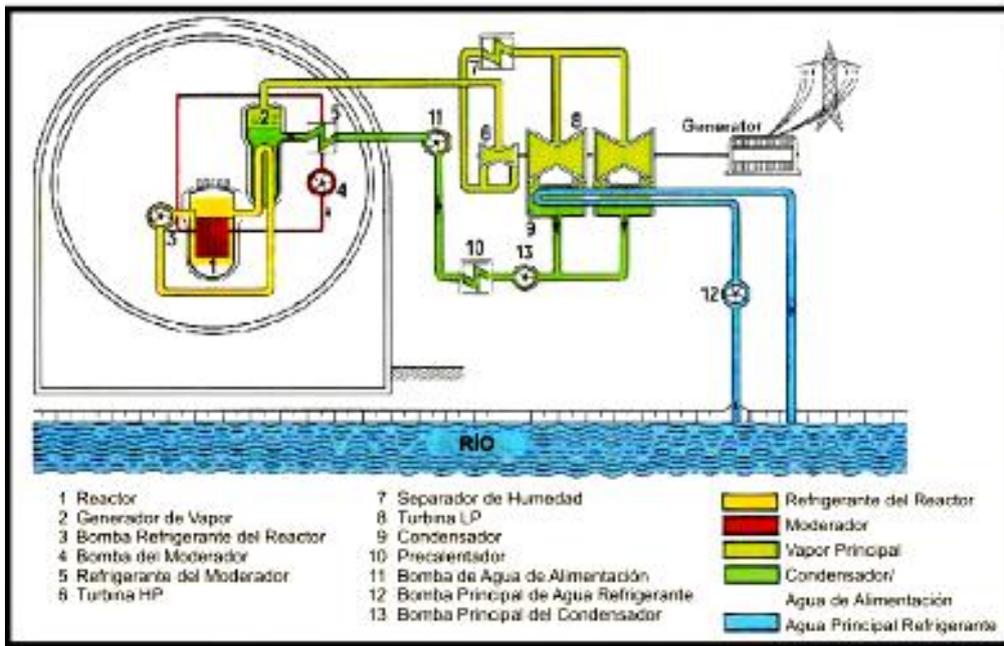


Figura 8.13 Diagrama de flujo simplificado de Atucha II

RECIPIENTE DE PRESION DEL REACTOR - INTERNOS

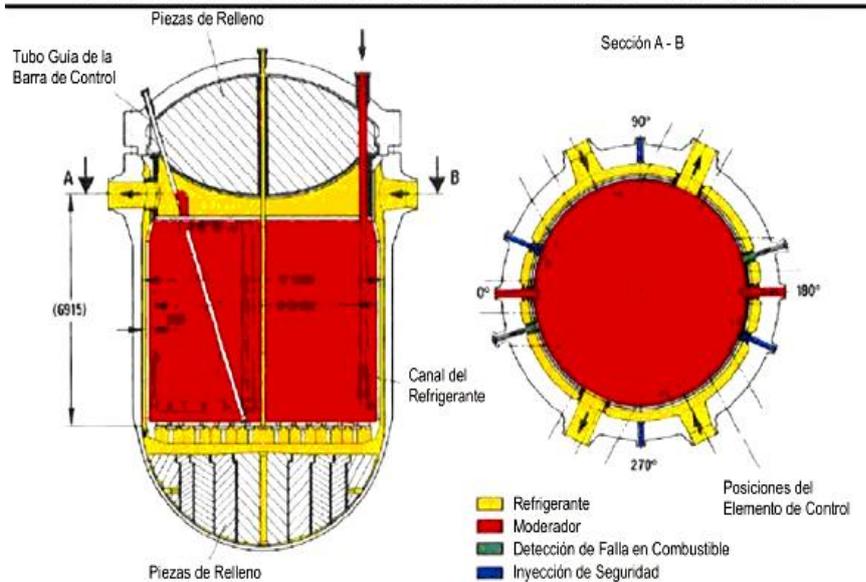


Figura 8.14 Recipiente de presión de Atucha II

Dentro de las diferencias fundamentales con Atucha I se destacan los sistemas de suministro eléctrico, los sistemas de seguridad, sistemas de suministro eléctrico de emergencia y sumidero de calor, al ser implementadas en Atucha II mejoras en la seguridad a partir de la experiencia mundial disponible hasta 1980 cuando esta fue diseñada y las mejoras posteriores a la fecha que pudieron implementarse.

Sistema de suministro eléctrico

Atucha II tiene dos conexiones independientes a la red una en 500Kv y otra en 132 Kv, puede auto generar, alimentando sus consumos propios a través de dos transformadores auxiliares.

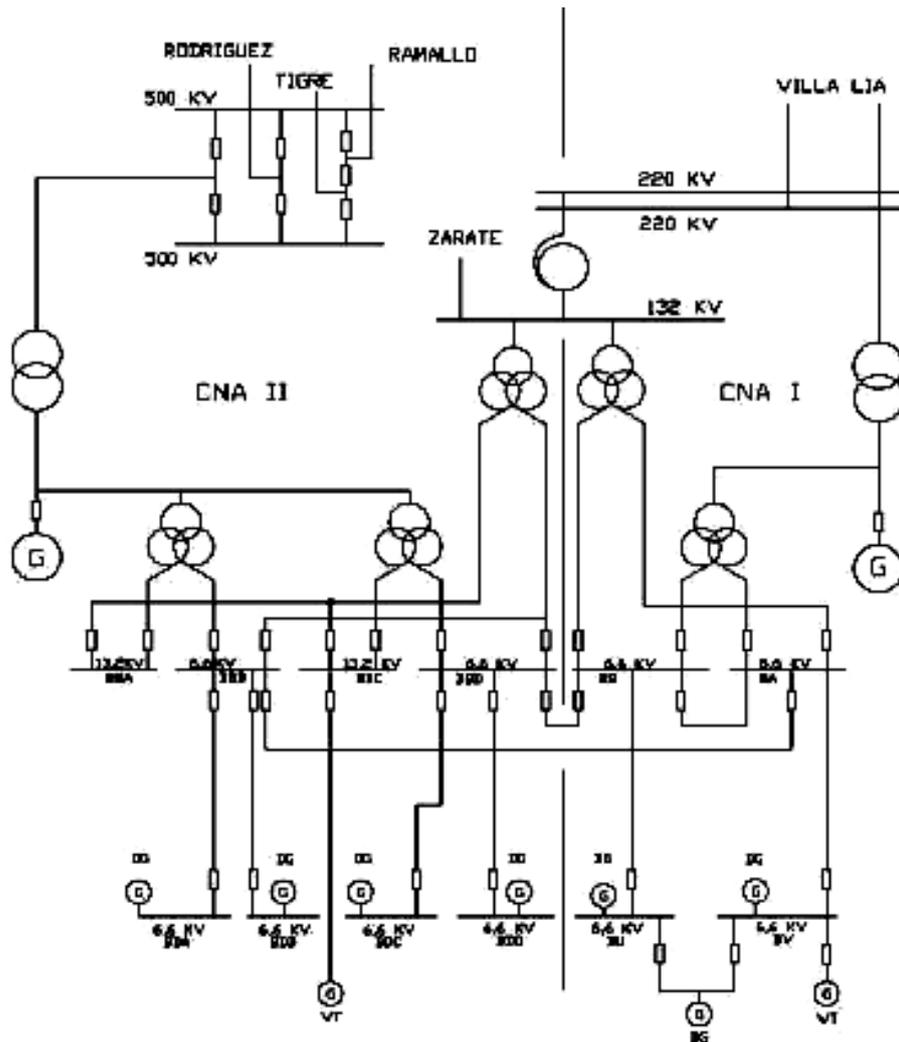


Figura 8.15 Diagrama unifilar de Atucha II y su conexión con Atucha I a nivel de sistemas de emergencia.

La subestación de 500Kv es del tipo doble barra con interruptor y medio y está vinculada a dos líneas de 500Kv del Sistema Interconectado Nacional (Ramallo y Tigre). La subestación de 220/132 Kv es del tipo simple barra y está vinculada a dos líneas de 220Kv (Villa Lía) y a una de 132 Kv (Zárate). La capacidad de las dos líneas de 500Kv, como las dos de 220Kv y la de 132 Kv cubren las necesidades de alimentación de la central para lograr una parada segura del reactor.

Existe una posibilidad de alimentar, con ciertas limitaciones (1 MW máximo) a las dos barras BBB y BBD de Atucha II desde Atucha I (barras BA y BB).

El generador de Atucha II es de 838MVA, 21Kv.

Las barras de seguridad tienen cuatro generadores diesel de emergencia, independientes, separados físicamente y cada uno capaz de suministrar el 50% de la potencia necesaria para realizar las funciones de seguridad en 6,6Kv. Se ha propuesto un sistema adicional de enfriamiento para dos generadores diesel de emergencia ante la indisponibilidad de las dos casas de bombas de agua ubicadas en las márgenes del Paraná que produciría una caída de las bombas del sistema de agua de río con la consecuente caída del sistema de agua asegurada (PE) perdiendo a su vez el generador principal y la refrigeración de todos los motores diesel de emergencia (cuatro equipos). Para evitar que esto suceda es que está prevista una mejora que implique instalar para dos generadores diesel de emergencia un sistema de enfriamiento adicional mediante torres de enfriamiento.

Otra mejora prevista es la conexión con los nuevos generadores diesel de Atucha I del nuevo sistema de energía de emergencia (EPS). El EPS nuevo de Atucha I tiene tres generadores del 100% de 3,4 MW cada uno refrigerados por aire que manualmente se podrán operar para entregar energía a Atucha II.

Se prevé también un generador diesel de emergencia móvil de 6,6 Kv.

Pérdida del suministro eléctrico externo:

Aquí se plantean dos casos: la pérdida de las dos líneas de 500Kv como primer caso y como segundo caso la pérdida de las líneas de 500Kv junto a las dos líneas de 220KV y la de 132Kv. Los generadores diesel están operativos.

Si se caen las dos líneas de 500Kv un relé detectará el rechazo de carga reduciendo la potencia del reactor y la turbina, conservando tanto al reactor como a la turbina en servicio abasteciendo el consumo propio de la central. El reactor puede operar al 80% de su potencia evacuando el vapor excedente al condensador.

Si falla el rechazo de carga o se cae la línea que vincula los transformadores de bloque con la subestación de 500Kv se pierde la alimentación de las barras normales de la central vía el generador principal de 21Kv, para subsanar esto luego de 500 ms se conmutan las barras normales BBA/B/C/D para recibir alimentación a través de un transformador auxiliar de la red de reserva BCT (132/ 6,6).

Ahora si también se pierde el suministro en 220/132 Kv el transformador auxiliar de red de reserva BCT queda inoperable, pero si Atucha I está operando el suministro a las barras normales de emergencia BBA/B/C/D de Atucha II se logra a través de un transformador de reserva de emergencia de Atucha I, esta alternativa puede proveer energía por unos veinte minutos hasta que el envenenamiento por xenón manda a parar a Atucha I

Cumpléndose todas las salidas de servicio enumeradas, más salida del transformador BCT por falla o caída de su conexión, las barras normales BBA/B/C/D y las de emergencia de Atucha II se quedan sin tensión.

Luego de 2 segundos se dispara el arranque de los cuatro generadores diesel de emergencia que pueden tomar carga 10 segundos después. La autonomía de cada generador diesel es de 85 horas, pero implementando maniobras de transvase de combustible entre los tanques operativos y los de reserva, junto al combustible almacenado para la caldera se puede extender el período de funcionamiento de dos equipos diesel por 272 horas. Esto es fundamental para la remoción del calor residual.

Extracción del calor residual

Se cuenta con las siguientes alternativas:

- Vía el sistema primario de transporte de calor (SPTC) y moderador
- Cadenas del sistema de moderador (JF)
- Sistema intermedio de refrigeración KAG
- Sistema de refrigeración asegurada de agua de servicio PE

Adicionalmente y durante un tiempo limitado se puede proveer agua al secundario de los generadores de vapor venteando el vapor con reposición del agua vía el sistema de arranque y parada LAH y las bombas LAJ

La contención ante este escenario no se ve afectada ya que el suministro eléctrico no interrumpible no se ve afectado.

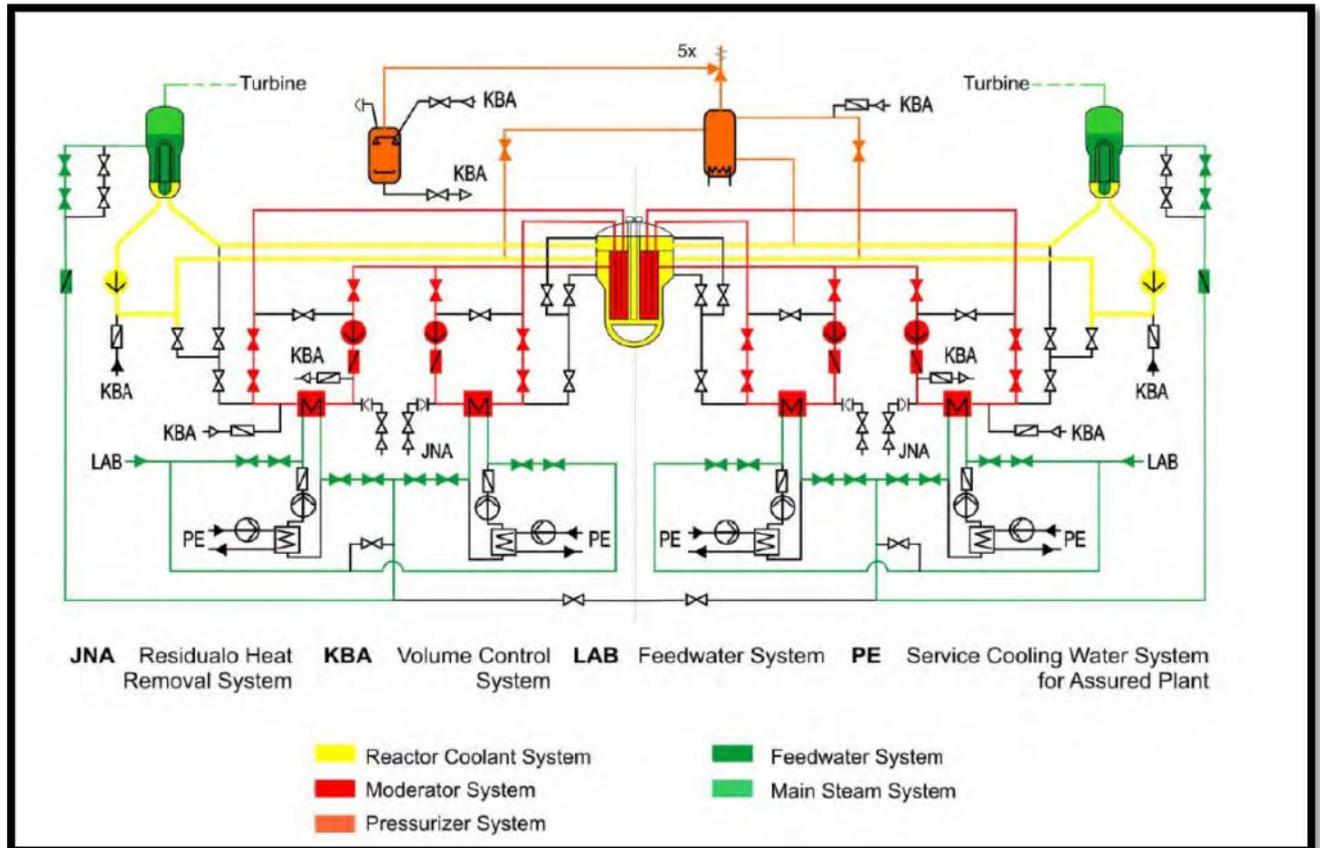


Figura 8.16 Sistemas de refrigeración principal, moderador y extracción de calor residual de Atucha II.

Dentro de las mejoras a implementar en cuanto al suministro de energía se postulan las siguientes:

- Revisión del uso de los generadores diesel para extender las horas de funcionamiento utilizando tanques adicionales.
- Conexión con el nuevo sistema de energía de emergencias de Atucha I.
- Dos torres de enfriamiento como modo alternativo de refrigeración de dos diesel de emergencia.
- Conexión de un generador diesel móvil.

Sistemas de seguridad y accidentes previstos

Pérdida del suministro eléctrico externo e interno (SBO):

En este caso no sólo se pierde el suministro externo pero también se caen los cuatro generadores de emergencia, en este caso y en forma manual se conectan las barras normales de Atucha II BBB y BBD de 6,6 Kv a las barras normales de Atucha I BA y BB solucionando el problema.

Si las barras normales de Atucha I BA y BB no tienen energía, se puede restablecer el sistema eléctrico de emergencia de Atucha II alimentándolo a través de los generadores diesel del sistema EPS de Atucha I.

El funcionamiento de la instrumentación y control de tres trenes está asegurado por la energía de baterías.

El tiempo máximo previsto para controlar el evento disparador se estima en 30 horas, siendo éste el tiempo disponible para entrar con un sistema eléctrico alternativo. Está previsto disponer de un equipo diesel móvil de 6,6Kv con su propio tanque de combustible.

Si fatalmente se pierden todas las alternativas de suministro externo, más la pérdida de suministros de respaldo, y además los suministros alternativos sólo se dispone de baterías organizadas en cuatro redundancias para las funciones de seguridad.

La duración de las baterías es la siguiente:

Baterías de + 24V cuatro horas y 24 minutos

Baterías de – 24 V cuatro horas y 36 minutos

Baterías de 220V tres horas y 45 minutos

La disponibilidad de 220/380 Vca se logra a través de cinco grupos convertidores rotativos de 220Vcc que poseen un generador de corriente alterna auto excitado.

Las consecuencias de la pérdida de suministro eléctrico interno y externo deja fuera de servicio a los siguientes sistemas de remoción del calor:

- Generadores de Vapor – Condensador
- Bombas e Intercambiador de calor del moderador (JF) , Sistema intermedio de remoción del calor residual KAG y el sistema de refrigeración asegurado PE

Los generadores de vapor ventearán vapor a la atmósfera como sistema de remoción de calor por 30 minutos aproximadamente consumiendo el agua de refrigeración secundaria que tenían alojada al momento del evento. Al perder los generadores de vapor, como consecuencia del un SBO (*Station Black Out*) si no se logra recuperar la refrigeración del núcleo, el accidente escalará a un accidente con daño del núcleo en alta presión.

He aquí una gran diferencia entre los PWR clásicos que trabajan con uranio enriquecido y un PHWR como Atucha II que trabaja con uranio natural. En Atucha II el sistema de transporte de calor está constituido por dos circuitos independientes, y el sistema del moderador por cuatro circuitos. Ambos están conectados y tienen masas de líquido comparables (230 toneladas de moderador a 170°C y 205 toneladas de refrigerante pero a 295°C promedio). La diferencia de temperaturas entre el moderador y el refrigerante hace que el moderador sea un primer sumidero de calor por conducción a través de los canales refrigerantes aún ante un SBO. Así el calor que irradia los elementos combustibles atraviesa las paredes de los canales de refrigeración y de ahí llega al moderador. En Atucha II se quemará uranio natural con un quemado sensiblemente menor (hasta 6 veces menor) que el que se da en los PWR que queman uranio enriquecido. Como consecuencia de este proceso de quemado, la potencia de decaimiento de los elementos combustibles a mediano plazo es mucho menor en el caso de Atucha II que en un PWR, exigiendo mucho menos al sistema de refrigeración de las piletas de enfriamiento.

Las dos características arriba mencionadas permiten que los operadores en el caso de Atucha II tengan más tiempo para solucionar el SBO que conduce al venteo de vapor a la atmósfera de los generadores de vapor. Se estima que hasta por 45 minutos los GV pueden ventear vapor a la atmósfera, luego si ninguna contramedida funciona y si no queda ningún sumidero de calor disponible el agua pesada se calentará hasta la apertura de la válvula de seguridad del presurizador. La válvula de seguridad mencionada está diseñada para vapor y no líquido así que antes de que la misma se trabe en posición abierta hay que cerrarla. El tiempo máximo que se dispone es de dos horas. Estas dos horas les dan tiempo a los operadores para controlar la situación y evitar la apertura y cierre de la válvula de seguridad del presurizador como sucedió en Three Mile Island. Se ha planteado un serie de medidas para poder alimentar a los GV con agua para que sigan venteando más allá de lo que pueden hacer consumiendo el agua propia alimentándolos con agua desmineralizada y continuando la refrigeración del núcleo por venteo a la atmósfera. Los pasos previstos son instalar una motobomba al sistema de alimentación de agua de arranque y parada que posee un tanque cuyo volumen fluctúa entre 264 m³ máximo hasta un mínimo de 148m³ logrando así hasta diez horas adicionales de refrigeración del núcleo. Por último se puede utilizar el agua de reserva desmineralizada (dos tanques que como mínimo disponen de 2 x 280 m³) asegurando así hasta dos días de refrigeración del núcleo. Complementariamente un

generador diesel móvil suministrará energía eléctrica para alimentar los equipos de corriente continua y prolongando su operación más allá de las cuatro horas promedio que duran las baterías. Otra mejora a implementar consiste en un reservorio de agua adicional de napa profunda.

Sistema de refrigeración de las piletas de elementos combustibles:

El sistema de refrigeración de las piletas tiene tres bombas de circulación (dos en funcionamiento y una tercera en stand by) las cuales están alimentadas desde la red de suministro de agua de emergencia mediante tres trenes independientes. El agua circula por dos intercambiadores de calor que ceden el calor, generado por los elementos combustibles quemados, al sistema de refrigeración asegurada de agua de servicio PE. En el peor caso previsto con una piletta llena de elementos combustibles relativamente recientes los mismos quedarán expuestos a la atmósfera luego de evaporar parte del agua de la piletta después de 287 horas. En Atucha II es altamente improbable la descarga de todos los elementos quemados juntos como en los PWR ya que el recambio se realiza durante la operación de la central.

Pérdidas de sumideros de calor:

En funcionamiento normal el calor que genera el reactor se transfiere desde el sistema primario hacia el secundario de los generadores de vapor por circulación de agua impulsada por las bombas principales JEB. Parte del calor se convierte en energía mecánica en la turbina y ésta finalmente en energía eléctrica en el generador. El resto del calor se pierde en el condensador principal MAM refrigerado por agua de río a través del sistema de circulación de agua PAC. Si se apaga el reactor el calor residual se transfiere al secundario de los generadores de vapor, si el condensador está operativo el vapor se deriva a éste y finalmente cede el calor al agua de río. Aquí podemos analizar que sucede ante la falla del condensador, de los generadores de vapor, la remoción del calor a través del moderador, la pérdida de la casa de bombas de agua de río y por último la pérdida de todos los sumideros junto con un SBO.

Pérdida del condensador principal:

Ante la falta de suministro eléctrico externo o falla propia del condensador éste sale de servicio continuando la refrigeración del núcleo a través de los generadores de vapor venteando a la atmósfera vapor secundario a través de cuatro válvulas motorizadas con energía provista de barras aseguradas del sistema no interrumpible de energía. A los GV se los alimenta con agua mediante el sistema de arranque y parada que tiene su suministro eléctrico asegurado, una sola de las cuatro bombas alcanza para extraer el calor residual. El agua desmineralizada disponible surge de sumar la propia de los generadores de vapor (120m³), el contenido del tanque de agua de alimentación (148 a 264 m³) y la reserva de los tanques de agua desmineralizada (2x 280 m³ mínimo). Con toda esta cantidad de agua el enfriamiento está asegurado por dos días como mínimo. Este es el sistema más seguro, confiable, y que requiere menor diversidad de funciones. Luego de los dos días se puede ahorrar agua desmineralizada disponible activando el sistema intermediario de remoción de calor residual KAG constituido por cuatro lazos independientes (con un solo lazo alcanza para eliminar el calor residual).

Pérdida de los generadores de vapor:

Ante falta de agua de alimentación o falla en el venteo a la atmósfera los GV quedan indisponibles. En este caso se usa el sistema intermediario de remoción de calor residual KAG que refrigera el sistema primario de transferencia de calor SPTC a través de intercambiadores de

calor del moderador, transfiriendo el calor residual al agua de río bombeada por el sistema de refrigeración asegurado PE.

Remoción del calor residual a través de los intercambiadores de calor del moderador – Sistema de remoción de calor residual- Sistema de refrigeración asegurado:

El sistema de remoción de calor residual tiene cuatro trenes independientes e idénticos de los cuales con dos operativos se logra la remoción del calor. Cada tren tiene cuatro bombas a saber: bomba del moderador, bomba de recirculación, bomba de presurización del circuito intermedio de remoción de calor residual y bomba de refrigeración del sistema asegurado. Para que esas bombas operen ante un SBO (Station Black Out) es necesario disponer de un generador de emergencia diesel móvil. Si sólo se cae la alimentación externa pero no la interna como todos los componentes están colgados de barras seguras y no interrumpibles el sistema estará operativo. Dentro del diseño se ha contemplado que los edificios y estructuras donde se aloja el sistema de remoción de calor puedan resistir tornados, terremotos, ondas de presión por explosión descargas atmosféricas e inundaciones.

Este sistema en particular es distintivo de los PHWR ya que posee la capacidad de refrigerar el núcleo en condiciones de accidente sin la necesidad de la disponibilidad de los generadores de vapor como es el caso típico de los PWR.

Pérdida del agua de río:

Si se pierde la capacidad de bombear agua del Paraná de la Palmas dos sistemas quedan fuera de funcionamiento: los generadores de vapor y el intercambiador del moderador –sistema intermedio de remoción de calor residual-sistema de refrigeración asegurado.

Si Atucha II cuenta con suministro eléctrico externo la refrigeración se mantiene a través de los generadores de vapor venteando a la atmósfera. Se prevé instalar un generador diesel móvil que permita extender el suministro de agua a los generadores de vapor desde la napa. Ahora si no hay suministro de energía eléctrica de emergencia se pierde la refrigeración de los equipos diesel de emergencia a menos que haya otra fuente de energía. Esto se subsanará instalando dos torres de enfriamiento que no necesitan energía eléctrica para su funcionamiento y así permitir que los generadores diesel de emergencia sigan operativos.

Pérdida de todos los sumideros de calor junto con un SBO (*Station Black Out*):

Este es el peor de los casos. Al no haber energía eléctrica (SBO) faltará el agua de refrigeración asegurada que es la que refrigera a los diesel de emergencia. Aquí la refrigeración podrá mantenerse por 30 minutos consumiendo el agua de los generadores de vapor venteando a la atmósfera. La mejora prevista es el generador diesel móvil y la fuente alternativa de agua de napa.

Sistemas de parada de Atucha II:

El sistema de parada por barras de control (JDA) consiste en tres grupos de barras, el primero tiene tres barras grises y tres negras que regulan la potencia del reactor en operación normal estando las mismas insertadas 1,5 metros dentro del reactor. El grupo dos consta de seis barras grises que regulan la potencia del reactor estando normalmente insertadas solo 0,4 metros dentro del núcleo. Por último el tercer grupo consta de seis barras negras que sólo se utilizan para parar al reactor y en operación normal están fuera del núcleo. Ante una señal de parada de emergencia los tres grupos de barras caen por gravedad dentro del núcleo y lo apagan.

El sistema de parada por inyección de boro líquido (JDJ) es independiente y redundante del sistema de barras, y actúa cuando algunas barras no penetran por caída libre dentro del reactor durante los primeros tres segundos de dada la señal de parada. El sistema JDJ está compuesto por cuatro trenes interconectados con redundancia al 50% cada uno, estando todos conectados a dos compresores de alta presión. Cada tren consta de un acumulador conectado a un tanque que contiene el ácido bórico y un válvula neumática de accionamiento rápido. Como este sistema

es fundamental para la seguridad de la planta está bajo estudio reducir el tiempo de respuesta a la mitad.

Dentro de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo el sistema de inyección de seguridad JND actúa ante accidentes con pérdida de refrigerante, para rellenar el núcleo de agua, compensar fugas, refrigeración de emergencia del núcleo y refrigeración de la máquina de recambio de combustible. Está compuesto por cuatro trenes de inyección independientes conectados a cada uno de los cuatro circuitos del moderador. Cada uno tiene un tanque presurizado con gas conectado a un tanque de agua liviana y una bomba de inyección que toma agua del sumidero y la reinyecta al núcleo.

Central Nuclear Embalse:

Descripción de la planta:

La central nuclear Embalse es del tipo CANDU-PHW (agua pesada a presión) se comenzó a construir en 1974 y a operar en 1984. La construyó AECL (*Atomic Energy of Canada LTD*) junto con IT (*Societa Italiana Impianti P.A.*). Posee un reactor tipo CANDU refrigerado por agua pesada de 600MWe y está ubicada en la margen sur del Embalse del Rio III en Córdoba. La central opera como central de base suministrando 600MWe al sistema interconectado nacional (SIN). El reactor CANDU utiliza agua pesada como moderador y como medio de transporte de calor, el combustible es uranio natural y se puede cargar con el reactor en operación. Posee un circuito cerrado de refrigeración de agua pesada (D₂O) para extraer el calor del combustible y producir vapor de agua liviana en los generadores de vapor.

El diseño de la planta contempla una clara separación física de los sistemas nucleares de los convencionales. Dentro del edificio del reactor se encuentra el reactor, los sistemas de manejo del combustible, el sistema de transporte de calor incluyendo los generadores de vapor y el sistema del moderador y sus auxiliares. El edificio del reactor se divide en tres componentes estructurales: la contención de hormigón pretensado, la estructura interna, y la estructura de la bóveda del reactor. La contención de hormigón pretensado tiene una base de losa de 1,74 metros de espesor, una pared cilíndrica de 41,5 metros de diámetro y 1,07 metros de espesor mínimo y una cúpula en forma de esfera convexa de 0,60 metros de espesor mínimo. Debajo de la cúpula exterior existe una segunda cúpula que junto con las paredes del recipiente forman un gran tanque de agua de 2170 m³ para rociar e inundar al reactor en caso de emergencia. La estructura interna se divide en dos: un área de auxiliares de acceso permitido para el personal y una segunda área de acceso denegado con la planta en operación. La estructura interna está separada de la contención, estando ubicados todos los equipos que requieren acceso durante la operación en el área de acceso permitido. En el área de acceso denegado está el reactor y su bóveda, los sistemas de transporte de calor principales y del moderador, el área de las máquinas de recambio de combustible, los generadores de vapor y sistemas auxiliares. La bóveda es de hormigón armado revestido en acero al carbono y está llena de agua liviana. Contiene y soporta a la calandria y a los blindajes extremos.

El edificio de servicios auxiliares es una estructura de hormigón convencional que contiene a la sala de control, las instalaciones para la transferencia y almacenamiento del combustible quemado e instalaciones para el tratamiento del agua pesada y de los residuos radioactivos.

El edificio de los generadores diesel de emergencia es de paredes y losas de hormigón armado.

La caldera de vapor auxiliar está a la intemperie.

El agua se toma del lago de Embalse de Rio Tercero, y se devuelve al mismo a través de un canal de enfriamiento.

El reactor:

El reactor canadiense tipo CANDU utiliza el concepto de tubo de presión. Los tubos de presión contienen al combustible, atraviesan un gran recipiente cilíndrico horizontal llamado calandria que contiene al moderador y reflector de agua pesada. El refrigerante, agua pesada, se bombea a presión a través de los tubos de presión quitando el calor a los elementos combustibles y para entregarlo a los colectores y a los generadores de vapor. Cada tubo de presión está aislado y separado del moderador por un tubo de calandria. El espacio concéntrico entre el tubo de presión y el tubo de calandria está lleno de gas inerte. Este diseño es parcialmente redundante ya que una falla localizada en los límites del moderador no ocasionará la falla del conjunto.

Las funciones de la calandria son:

- Contener al moderador agua pesada y el reflector envolviendo los canales de combustible.
- Ayudar a sostener los componentes de control de reactividad dentro del núcleo.
- Ayudar a mantener los canales de combustible.
- Ayudar a mantener las cañerías de moderador en su lugar.

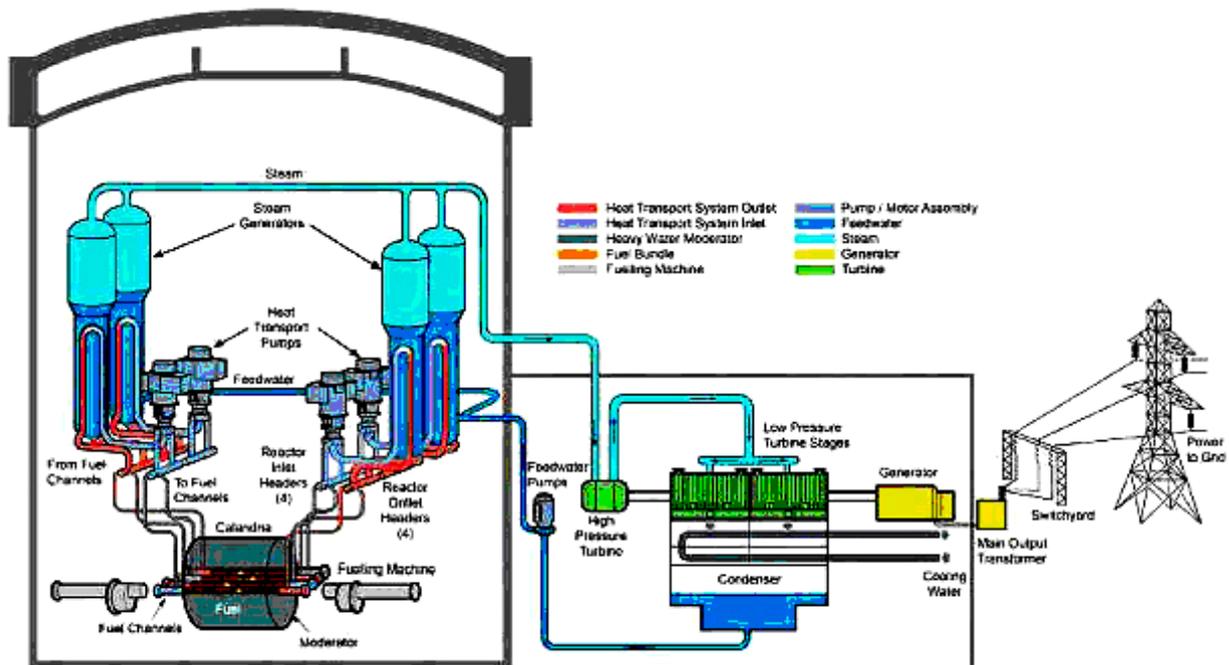


Figura 8.17 Diagrama de flujo de la Central Nuclear Embalse

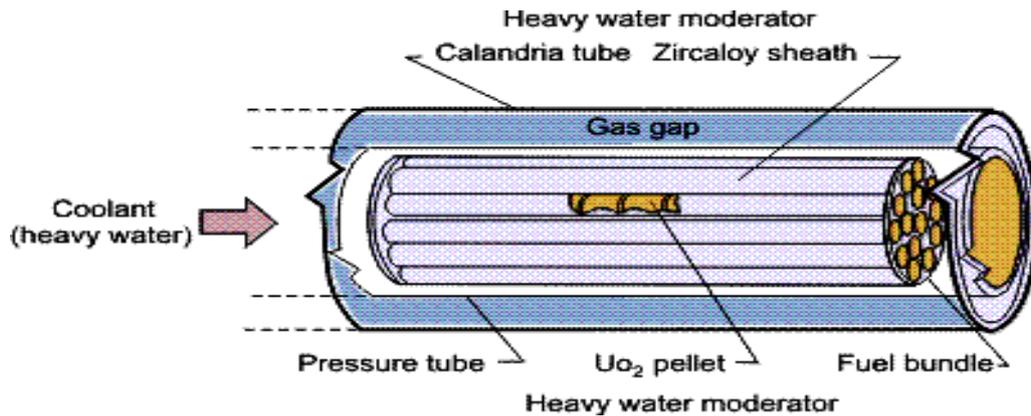


Figura 8.18 Tubos de presión en la calandria

La calandria está diseñada para soportar la rotura de un tubo de presión / tubo de calandria. Para limitar la presión debida a este accidente hay cuatro tubos de descarga de presión.

Los blindajes extremos son armazones horizontales cilíndricos cerrados en cada extremo por placas tubo atravesadas por los 384 canales de combustible. Contienen material biológico de blindaje formado por bolillas de acero al carbono refrigeradas por agua liviana. Las funciones que cumple son:

- Blindar el área de la máquina de recambio durante el funcionamiento del reactor.
- Ayudar a soportar a la calandria.
- Ayudar a mantener y alinear los canales de combustible.
- Proveer un anillo lleno de gas aislante entre los *end fittings* calientes y los extremos de los canales de combustible para minimizar las pérdidas de calor.

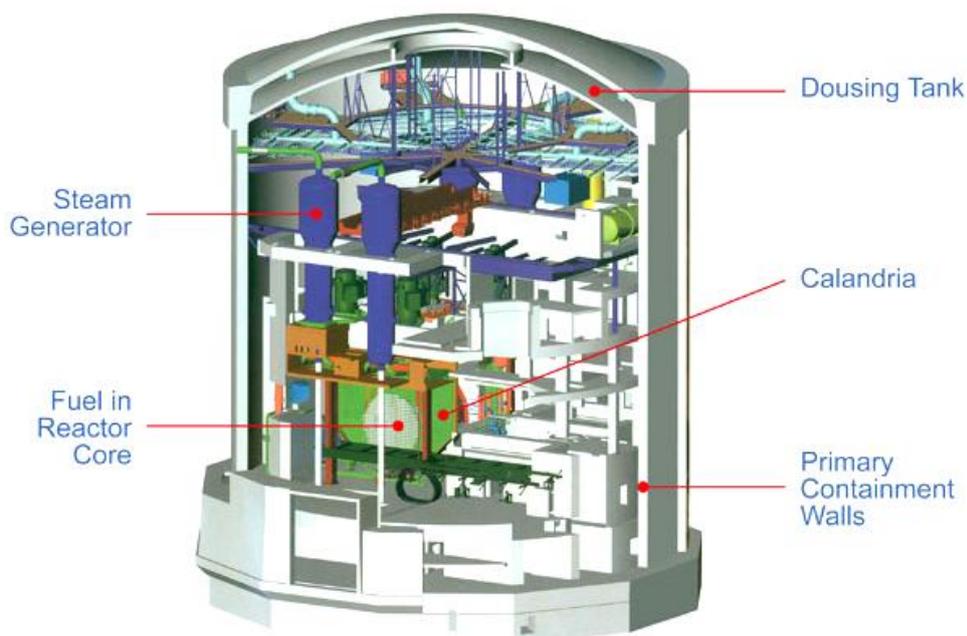


Figura 8.19 Edificio del reactor típico CANDU

Cada canal de combustible es un tubo de presión de aleación zirconio-niobio que se expande en su conexión con los *end fittings* de acero al carbono. Cada conjunto se soporta desde cada extremo a través de cojinetes deslizantes y parcialmente por separadores anulares ubicados en los tubos de calandria / tubo de presión.

Estas terminaciones o *end fittings* cumplen las siguientes funciones:

- Proporcionar un sello de alta presión adecuado y que pueda ser abierto por la máquina de recambio
- Proporcionar blindaje al frente de la calandria
- Facilitar la transición entre los tubos de presión y las cañerías del primario
- Proporcionar apoyo a los tubos de presión y a su contenido

El cierre del canal de combustible consiste en un disco de sello flexible y niquelado montado sobre el cuerpo que se ajusta a los *end fittings*.

El combustible es dióxido de uranio en forma de pastillas que se apilan en cada elemento combustible cuyas vainas son de zirconio selladas.

El control de la reactividad se logra a través de barras que absorben neutrones o por medio de venenos líquidos. En caso de emergencia la parada se logra dejando caer las barras de corte en el núcleo del reactor o mediante la inyección de veneno líquido en el moderador. Hay 21 barras de control de reactividad de ajuste vertical de cobalto revestido en zircaloy que se alojan en un tubo guía vertical y poseen un mecanismo de accionamiento. Con estos absorbedores se da forma al flujo neutrónico para controlar la potencia del reactor. Hay cuatro absorbedores de control de cadmio montados en posición vertical, que ajustan el flujo neutrónico cuando no alcanza con el control líquido zonal. Las seis unidades de control zonal líquido son conjuntos tubulares divididos en compartimentos que contienen agua liviana, variando el nivel del agua se controla el flujo neutrónico en las catorce zonas en las que se divide el reactor. Las 21 barras ajustadoras de Co están normalmente insertadas en la calandria, en operación normal, y solo se retiran cuando aún con las unidades de control zonal casi vacías el flujo neutrónico sigue cayendo. Las 4 barras de control mecánico de Cd normalmente están fuera de la calandria, se las introduce cuando aún con las unidades de control zonal llenas de agua el flujo sigue creciendo y es necesario disminuirlo. La CNE produce como subproducto $^{60}_{27}\text{Co}$ (Cobalto 60) irradiando barras de $^{59}_{27}\text{Co}$ para aplicaciones en radioterapia.

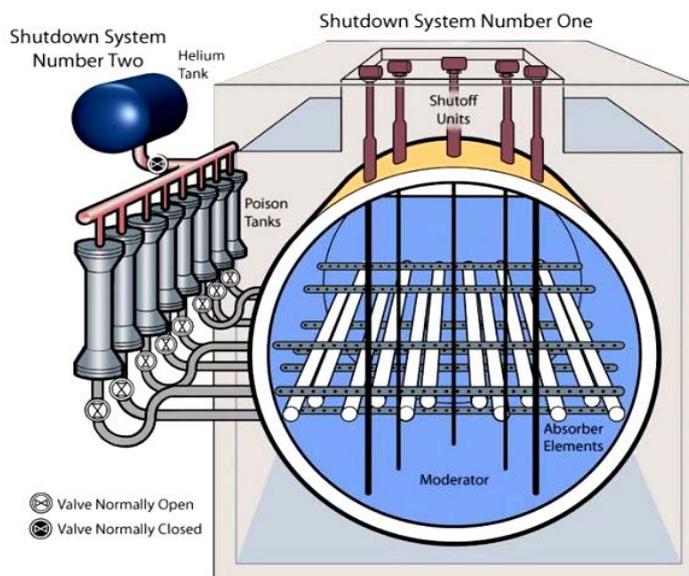


Figura 8.20 Calandria

Sistema de transporte de calor:

Este sistema hace circular el agua pesada a presión como refrigerante de los elementos combustibles a través de los canales de combustible cediendo el calor en los cuatro generadores verticales de vapor al agua liviana del circuito secundario. El sistema de transporte de calor consta de: los canales de combustible horizontales, cuatro generadores de vapor verticales, cuatro bombas de impulsión, cuatro colectores de entrada y cuatro de salida del reactor, un presurizador con calentamiento eléctrico, válvulas y cañerías.

Las características del sistema de transporte de calor son las siguientes:

- La circulación del refrigerante se mantiene siempre durante la operación, parada, o mantenimiento.
- Cada bomba de impulsión tiene una inercia mecánica suficiente para evitar la brusca disminución del flujo del refrigerante.
- Si se para la bomba se mantiene el flujo del sistema de transporte de calor para la eliminación del calor residual por convección natural.
- Se controla la presión en todo el sistema.
- Los componentes del sistema están protegidos contra sobrepresiones por válvulas de alivio instrumentadas, regulación del reactor y/o accionamiento de los sistemas de seguridad.
- Hay un sistema de refrigeración independiente para la eliminación del calor residual si la planta está parada, permitiendo así vaciar los generadores de vapor y poder mantener las bombas.
- Hay un sistema de purificación por filtrado, intercambio iónico y desgasificado del refrigerante.
- Se reducen al mínimo posible las potenciales fugas de agua pesada empleando uniones soldadas y válvulas selladas. Donde inevitablemente hay fugas hay conexiones a los sistemas de recolección y recuperación.

El sistema de transporte de calor tiene dos lazos para reducir la tasa de inserción de reactividad positiva por vacío ante un LOCA (accidente con pérdida de refrigerante primario). Los dos lazos en forma de ocho hacen circular al refrigerante en direcciones opuestas en dos canales adyacentes.

La presión de salida en los colectores del reactor se controla mediante un único presurizador común. Hay válvulas que aíslan cada lazo en caso de un LOCA. Dos cañerías conectan a cada colector de salida a un generador de vapor.

Sistema del moderador:

Los neutrones son moderados por el agua pesada del moderador en la calandria. El moderador circula a través de un sistema de refrigeración del moderador, se lo purifica y controla la concentración de venenos para regular la reactividad. Tiene dos bombas de circulación al 100% en paralelo que se conectan a dos intercambiadores de calor al 50% en serie. Esto permite que operen las dos bombas simultáneamente con los dos intercambiadores de calor. El agua pesada en la calandria es un sumidero de calor ante el caso de un LOCA con falta de refrigeración de emergencia del núcleo.

Se minimizan las posibles pérdidas de agua pesada utilizando construcción soldada y sellos soldados. Las bombas e intercambiadores de calor del moderador están colocados a un lado de la bóveda de la calandria. Las bombas del moderador se conectan a un suministro de media tensión clase III. Cada bomba tiene un pequeño motor asociado alimentado en baja tensión clase III que permite mantener la bomba en funcionamiento a un 25% de su velocidad nominal ante la caída de la media tensión clase III. En caso de la pérdida de energía de clase IV, la energía de los motores principales se pierde hasta que entren los grupos diésel de emergencia y repongan la energía clase III. Luego de una falta total de energía clase IV, el suministro de agua de refrigeración para los intercambiadores de calor se restablece a un nivel menor luego de tres minutos, logrando una tasa de remoción de calor adecuada para que no ascienda en exceso la temperatura del moderador. El agua pesada se mantiene en la calandria a una temperatura uniforme y sirve para

disminuir la temperatura de los puntos calientes. Se bombea desde el fondo de la calandria; luego de ser refrigerada es devuelta a la misma en el diámetro horizontal medio a través de unas boquillas de inyección.

Sistema de Manejo de Combustible:

Permite almacenar el combustible nuevo, cambiar el combustible en operación, y almacenar temporalmente el combustible quemado. La carga de combustible en el reactor se basa en el uso de dos máquinas de carga una a cada lado de las tapas de la calandria operadas en forma remota. El combustible nuevo que está alojado en una de las máquinas de carga se inserta en el canal de combustible en la misma dirección del flujo refrigerante y el combustible quemado es recibido por la otra máquina de carga. Después de un período de decaimiento mínimo de seis años los elementos combustibles quemados se transfieren a silos de almacenamiento en seco a la intemperie dentro del predio de la central. En cada silo se alojan hasta nueve recipientes cilíndricos de acero inoxidable soldados con hasta 60 elementos combustibles quemados cada uno.

Sistemas auxiliares del transporte de calor y del moderador:

Los sistemas auxiliares del sistema de transporte de calor son los siguientes:

- Circuito de purificación del sistema de transporte de calor para reducir la cantidad de elementos corrosivos radioactivos, controlar la cantidad de yodo liberada por elementos combustibles defectuosos y control del pH del refrigerante.
- Sistema de sello de prensaestopas que suministra agua pesada a presión a los prensaestopas de las bombas de transporte de calor.
- Sistema de refrigeración de parada que refrigera al sistema de transporte de calor desde 170°C a 54 °C manteniendo la temperatura inferior indefinidamente.
- Sistema de control de presión e inventario del Sistema de Transporte de Calor, controla la presión e inventario en cada uno de los circuitos, tiene protecciones contra sobrepresiones y permite un flujo desgasificado controlado.
- Sistema de recolección de agua pesada.
- Sistema de muestreo de agua pesada.
- Sistemas de vapor y de agua de alimentación: suministra el vapor a la turbina, controla el nivel de agua de alimentación y la presión de vapor en los generadores de vapor, permite el venteo de vapor a la atmósfera y brinda protección por sobrepresión del lado secundario del vapor.

Los sistemas auxiliares del moderador son los siguientes:

- Sistema de purificación del moderador; mantiene la pureza del agua pesada para minimizar la radiólisis que causa la acumulación de deuterio en el gas de cobertura, minimiza la corrosión de componentes y la activación de impurezas al removerlas, controla el pH, remueve los venenos disueltos boro y gadolinio usado él primero en el control de reactividad y él segundo luego de una parada de emergencia.
- Sistema de gas de cobertura del moderador (helio): evita la acumulación de deuterio gaseoso y oxígeno producidos por la radiólisis del agua pesada del moderador. El sistema recombina catalíticamente al deuterio con el oxígeno para obtener agua pesada nuevamente.
- Sistema de veneno líquido: añade reactividad negativa ante la presencia de combustibles nuevos, compensa la pérdida de reactividad por xenón después del decaimiento del veneno, o en caso de una parada prolongada. Evita la criticidad durante las paradas.
- Sistema de recolección de agua pesada.

Sala de control:

Es una zona ventilada, con aire acondicionado limpio dividida en cuatro áreas. Se le presenta al operador toda la información suficiente para el funcionamiento de la planta, hay una serie de controles que le avisan al operador luego de transcurridos 15 minutos de la activación de una alarma. En caso que se vuelva inhabitable existe una sala de control secundaria en una ubicación remota.

Sistemas de instrumentación y control:

Cumple con las funciones de monitoreo, control y visualización de la planta. La parte de la instrumentación nuclear permite el control automático de la potencia del reactor, el perfil de flujo neutrónico, y monitorea el comportamiento del núcleo. La instrumentación convencional brinda señales para el control y visualización de las variables de la planta. Un sistema de computadoras dual es el alma del sistema de monitoreo y control. La planta está automatizada para minimizar el requerimiento de acciones manuales por parte de los operadores. El sistema de computadoras dual y redundante es potente y flexible. La instrumentación convencional analógica se utiliza en los circuitos más pequeños.

Sistema de energía eléctrica:

Embalse tiene dos interconexiones eléctricas independientes una en 500 Kv que la vincula al sistema interconectado nacional SIN y otra en 132 Kv. El generador de 22Kv entrega su energía a la red de 500Kv a través de un transformador principal.

Los servicios auxiliares son alimentados desde el generador a través de transformadores auxiliares. Para la puesta en marcha los servicios auxiliares son alimentados a través de los transformadores auxiliares que están conectados a la red externa de 132 Kv. Las barras del generador de 22Kv tienen un interruptor de carga para posibilitar la puesta en marcha vía los servicios auxiliares alimentados por el transformador principal 500/22Kv y de los transformadores auxiliares 22/6,6Kv como una alternativa al suministro de energía de la subestación de 132Kv y los transformadores 132/6,6 Kv auxiliares.

Las cargas de clase I y clase II requieren una provisión de energía segura no interrumpible. Para lograr esto se instaló un sistema de transferencia automática para asegurar el suministro en caso de falla de la generación propia de la planta o el suministro externo. Se dispone de generadores diesel de emergencia de reserva y de bancos de baterías.

El sistema de servicio se diseñó para que cumpla los siguientes principios de seguridad y redundancia:

- Si ante una falla se pierde el suministro externo de energía la planta debe poder autoabastecerse.
- Barras dobles mayor confiabilidad en el diseño de la subestación.
- El sistema debe ser estable ante condiciones de falla.
- El diseño debe cumplir con los requisitos de las distintas clases de energía y tener sistemas de transferencia automática y de emergencia.
- Simplicidad en el diseño.

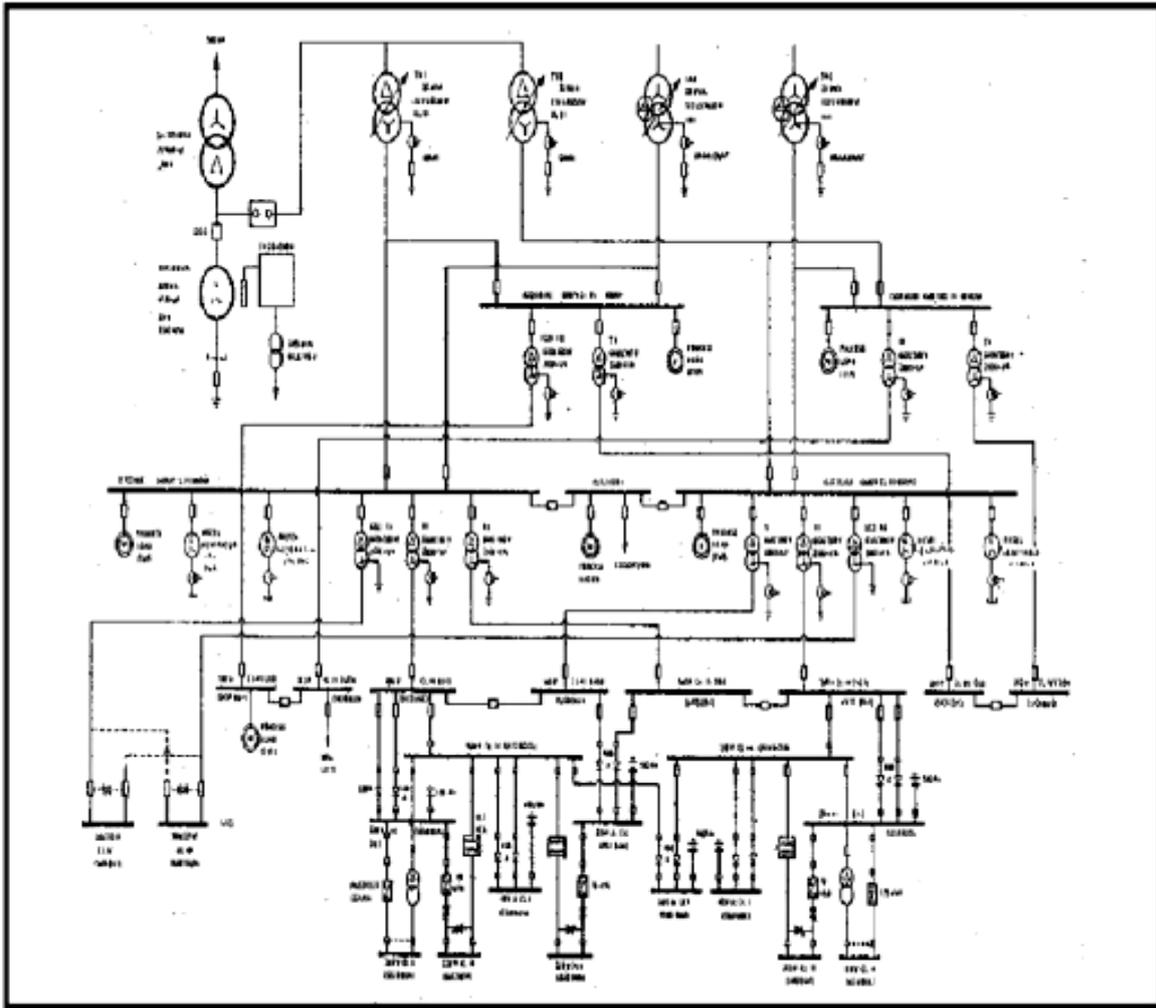


Figura 8.21 Diagrama unifilar de Embalse

Respecto a la seguridad del suministro y la confiabilidad del mismo los requisitos fundamentales son los siguientes:

- Subdivisión de la energía según la confiabilidad del suministro.
- Concepto de suministro par e impar referido a la redundancia de los suministros y de las cargas.

1) Subdivisión de la energía de acuerdo a la confiabilidad: hay cuatro niveles de seguridad a saber:

- Clase IV suministro de corriente alterna normal a los equipos auxiliares que pueden tolerar un corte de larga duración sin afectar la seguridad, al personal o a los equipos. La pérdida total de la clase IV manda la parada del reactor. La clase IV (6,6Kv – 380Vca y 220Vca) es la fuente de alimentación normal de las otras tres clases III, II y I.

-Clase III suministra corriente alterna a los auxiliares esenciales para la parada segura del reactor que toleran una corta interrupción, necesaria para que entren los generadores de reserva después de la caída del suministro normal (Clase IV).

- Clase II suministra corriente alterna a cargas relacionadas con la seguridad y es provista por sistemas inversores de corriente continua/alterna conectados a las barras de corriente continua de la clase I. Si el sistema inversor falla la alimentación se provee desde las barras clase III por medio de transformadores auxiliares. Si el suministro de energía de la clase III a la clase I se

cae, las baterías suministrarán energía a la clase I hasta que la clase III se recupere. Así a la clase II se la considera ininterrumpida en 380Vca -220Vca.

- Clase I suministra energía en corriente continua a cargas relacionadas con la seguridad y cargas esenciales. Si se cae el suministro de energía provisto desde la clase III, la energía la brindan las baterías en forma automática. La clase I es del tipo energía no interrumpible de 220Vcc y 48V.

2) La energía de reserva de la clase III la suministran cuatro generadores diesel ubicados en cuatro salas separadas y resistentes al fuego. Dos de los cuatro generadores diesel cubren los requisitos de energía necesarios para la parada segura de la planta. Las cargas clase III están duplicadas formando un sistema completo alimentado por dos grupos de generadores diesel. Si se cae la energía normal clase IV, arrancan los cuatro generadores diesel para luego de entrar en régimen en forma automática pasar a alimentar las cargas relacionadas con la seguridad de la clase III.

3) El sistema de energía de emergencia entra en servicio ante la falta de las cuatro clases de energía para permitir la parada segura del reactor y la remoción del calor residual. Es un sistema sísmicamente calificado e independiente de reserva.

La división de barras pares en impares responde a los siguientes principios:

-Los sistemas de distribución para todas las clases de energía se dividen en barras pares e impares para mejorar la confiabilidad de los mismos.

-Las cargas y auxiliares redundantes se conectan si es posible la mitad a una barra par y la otra mitad a una impar

- Los auxiliares alimentados a un voltaje más bajo que el elemento primario asociado se conectan a unas barras que tengan la misma alimentación que el elemento principal.

-El concepto de pares e impares se aplica al sistema de cables, cajas y demás para mantener la separación física entre ambos sistemas.

Sistemas de seguridad:

Las funciones básicas de diseño de los sistemas de seguridad incorporados a la planta son los siguientes:

-Parada del reactor y mantenerlo parado.

-Eliminación del calor residual.

-Información necesaria para el seguimiento de un accidente.

-Mantener una barrera de confinamiento para limitar la emisión de material radioactivo al ambiente.

Los sistemas se subdividen en sistemas especiales de seguridad y sistemas de seguridad de apoyo.

Los sistemas especiales de seguridad son independientes en el diseño y funcionamiento y no están conectados a ningún sistema de proceso Los mismos son los siguientes:

-Sistema de parada N°1 (Barras)

- Sistema de parada N°2 (Inyección de veneno líquido)

- Sistema de contención

- Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo

El sistema de parada N°1 consiste en 28 barras de control de cadmio recubierto en acero inoxidable que caen cada una dentro de un tubo guía absorbiendo los neutrones y deteniendo al

reactor. La lógica de disparo es dos de tres, en consecuencia debe haber dos señales positivas que manden la parada del reactor de las tres disponibles para que las barras caigan. Al producirse la parada del reactor las unidades de control de reactividad del sistema de regulación automática toman una posición segura inundando los compartimentos líquidos de control, introduciendo los absorbedores de neutrones y las unidades de ajuste se cierran.

El sistema de paradas N°2 es independiente del N°1 y funciona en forma rápida y automática inyectando veneno líquido en el moderador. La lógica de disparo también es dos de tres. El veneno que se inyecta es gadolinio.

La contención está diseñada para resistir la sobrepresión ante una falla de los componentes nucleares de transporte de calor y evitar así la fuga al ambiente de material radioactivo. Se aplican dos formas independientes de lograr este objetivo: un diseño adecuado de la contención para minimizar las fugas durante el período que dura la subida de presión interna contando con sistemas de filtrado y control del gas liberado, y un sistema de rociado para reducir la presión interna ante un accidente con liberación de fluido primario (LOCA).

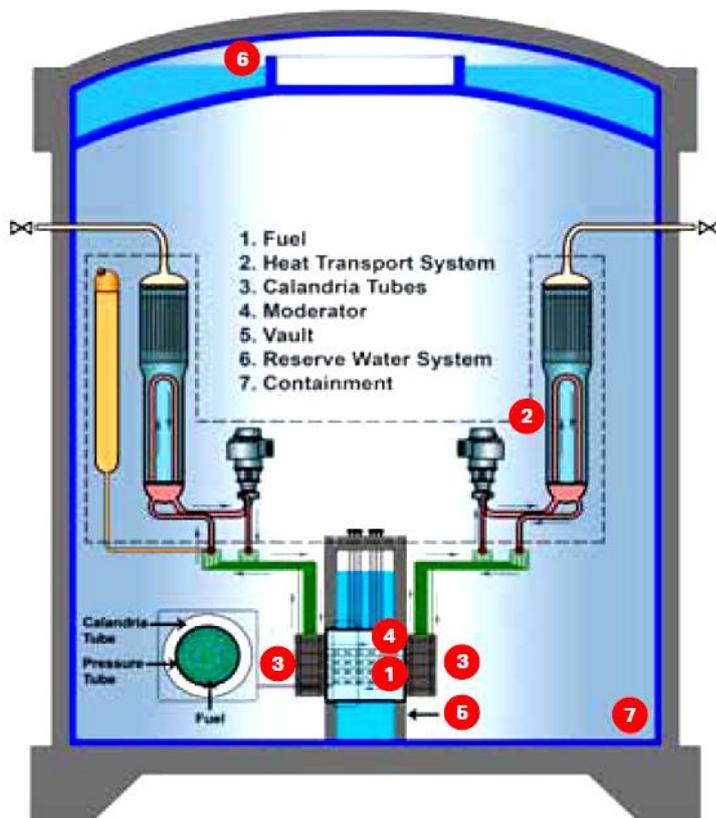


Figura 8.22 Las barreras existentes en CNE: 1 Elementos combustibles, 2 Sistema de transporte de calor, 3 Tubos de la calandria, 4 Moderador, 5 Sumidero, 6 Agua de reserva, 7 Contención

El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo tiene tres fases de operación: alta, media y baja presión. El mismo se activa ante un LOCA.

Los sistemas de apoyo de seguridad prestan servicios confiables tanto a los sistemas de seguridad como a otros sistemas normales de proceso. Se destacan el sistema de suministro de agua de emergencia y el de suministro de energía eléctrica de emergencia.

Datos básicos de la CNE:

Tipo de reactor	CANDU-PHW tubos de presión horizontales tipo CANDU 6
Potencia eléctrica neta	600 MWe
Potencia eléctrica nominal total	648 MWe
Potencia térmica autorizada	2015 MWt
Tipo de combustible	Uranio natural
Refrigerante y moderador	Agua pesada
Recarga del combustible	En operación
Presión en el colector de entrada del reactor	11,24 MPa
Presión en el colector de salida	9,99MPa
Temperatura en el colector de entrada	268 °C
Temperatura en el colector de salida	310 °C
Flujo del refrigerante primario	32750 t/h
Etapas de turbina	1 de alta presión y 3 de baja
Velocidad	1500 rpm
Presión de vapor	46,2Kg/cm2
Flujo de vapor	3366 t/h
Flujo del refrigerante en el condensador	163800 m3/h
Generador tipo	Directo , 3 fases , 4 polos refrigeración hidrógeno/agua
Tensión de salida	22Kv
Frecuencia	50Hz

Tabla 8.5 Datos básicos de CNE

Uso de análisis probabilísticos de seguridad APS en Embalse:

Los estudios probabilísticos de seguridad (APS) para Embalse comenzaron en 1996 y se completó el nivel 1 siguiendo las guías y recomendaciones de la IAEA, incluyendo diferentes estados operacionales y considerando eventos internos de la planta.

Como se ha decidido extender la vida útil se está desarrollando una nueva versión del APS nivel 1 con la nueva configuración y considerando las modificaciones al diseño que se darán con la implementación del proyecto de extensión de vida (PEV). También se prevén estudios adicionales tales como la evaluación de margen sísmico (SMA) y un APS nivel 2 que comprenderá eventos internos, estado de operación a alta potencia (OAP), estado de operación a baja potencia, y parada (OBP).

En base a los resultados del APS nivel 1 disponibles se ha caracterizado y cuantificado las diferentes secuencias y estados finales vinculados a eventos disparadores (*PEI*) que son de interés en la evaluación de resistencia entre los que se destacan:

- Estado final del moderador como último sumidero de calor considerando la deformación de canales y rotura de vainas combustible.

- Estado intermedio comprometido con apagón total (SBO) en el cual se cae la energía clase IV y clase III considerando que el suministro eléctrico de emergencia (EPS) sigue funcionando.
- Principales eventos disparadores que contribuyen al daño del núcleo (CDF *core damage frequency*) a saber :
 - Un pequeño accidente con pérdida de refrigerante primario (*small* LOCA) que no dispara los mecanismos automáticos de protección.
 - Pérdida total del agua de servicio o proceso.
 - Rotura del alimentador del reactor con estancamiento del caudal.

Se identificó una secuencia peligrosa en el evento de pérdida de agua de proceso en la cual el operador no detiene a las cuatro bombas principales del sistema primario de refrigeración (SPTC) antes de una hora del evento. Esto conduce, debido a la falta de enfriamiento de los cojinetes de los motores de las bombas, al debilitamiento de los soportes y a la rotura de los mismos por excesiva vibración pudiendo desencadenar accidentes tipo LOCA que requiere la actuación del sistema de baja presión de refrigeración de emergencia del núcleo, pero éste no estará disponible al no tener agua de proceso al igual que los intercambiadores de calor del moderador y en consecuencia no se dispone de ningún medio de refrigeración del combustible. Así el LOCA escalará.

El proyecto de extensión de vida PEV contempla varias modificaciones al diseño como las siguientes:

- Nueva señal de detección de un accidente tipo LOCA pequeño.
- Nueva señal de disparo de las bombas de refrigeración primaria ante elevada temperatura de sus cojinetes.

El estudio de la secuencia de eventos internos del APS que afectan severamente a la frecuencia de daño del núcleo (CCF) permite identificar una lista de estructuras y componentes necesarios para la parada segura del reactor (SSEL).

Finalmente se realiza la cuantificación de las secuencias de accidentes resultantes, identificando las combinaciones de fallas que conducen al daño severo del núcleo y a la liberación de gran cantidad de material radioactivo a la atmósfera.

Requerimientos sísmicos para Embalse:

La Central Nuclear Embalse fue diseñada originalmente para un pico de aceleración horizontal de 0,15g para un sismo cuya posibilidad de ocurrencia fuera de 1 en 1000 años. No obstante la sismicidad de la zona de Embalse es mucho mayor. En 1980 el Instituto Nacional de Prevención Sísmica determinó una aceleración pico de 0,35g. En 1982 la consultora Structural Mechanics Associates realizó una evaluación de capacidad sísmica de la totalidad de la planta para un pico de aceleración de PGA=0,35 g (PGA *Peak Ground Acceleration*). Otro consultor, en 1983, D'Appolonia determinó que un PGA=0,26g tenía una posibilidad de ocurrencia asociada de 1 cada 7000 años y con este valor se verificó finalmente el diseño estructural.

Diseño sísmico	Año de diseño	Requerimientos sísmicos de diseño	Valores adoptados de diseño	Evaluación de D Appolonia 1983
EMBALSE	1973	0,15g horizontal , incidencia 1 en 1000 años	0,15 g horizontal	0,26g incidencia 1 en 7000 años

Tabla 8.6 Parámetros de diseño sísmico de Embalse

Se han iniciado estudios para una nueva evaluación sísmica en el año 2011, completando las curvas del PSHA (*Probabilistic Seismic Hazard Assessment*) y del UHF (*Uniform Hazard Spectra*) como de los espectros de piso para los edificios del reactor, recintos auxiliares y los nuevos recintos para el proyecto de extensión de vida.

Luego de una recorrida efectuada por la planta en el año 2011 se concluyó que Embalse tiene una buena capacidad sísmica particularmente en los equipos estructuras y componentes (ECSs) vinculados a la parada del reactor. Las mejoras a implementar en algunas deficiencias encontradas se corregirán en corto plazo o luego durante las actividades de reacondicionamiento (2014-2015).

Inundaciones y bajantes bases de diseño para Embalse:

Embalse no se puede inundar ya que el lago de Embalse de Rio Tercero no puede subir su nivel más allá del nivel de vertedero, aun ante la rotura de las represas de Cerro Pelado y Arroyo Corto ubicadas aguas arriba a 20 km.

Se prevé analizar las consecuencias de un sismo sobre el Embalse de Rio Tercero que produzca la rotura del mismo y en consecuencia una bajante extrema del lago del cual la CNE toma el agua de refrigeración.

Inundación interna del edificio de turbina:

Este edificio puede inundarse ante la rotura de una tubería de circulación de agua del condensador o de una cañería de agua de servicio (esta última puede ser aislada y controlada por los operadores). Ante una fuga del agua del condensador se pueden inundar todos los equipos que están por debajo del nivel del suelo de la turbina como los compresores de aire para instrumentos, enfriadores, bombas de alimentación, bombas de extracción de condensador, bombas del sistema de aceite de sellos del generador. De suceder esto el operador debe parar al reactor.

Las mejoras para estos eventos son dos:

- Se instaló un compresor de aire accionado por un motor diesel a nivel de turbina conectado a los tanques de suministro de aire de instrumentos que están alojados debajo del nivel turbina.
- Se reforzará la puerta de acceso a la sala de control secundaria ubicada en el nivel de turbina durante la parada del 2014-2015.

En el caso de que se inunde el edificio de servicios auxiliares como consecuencia de fugas en las cañerías de servicios de alta o baja presión quedarían fuera de línea los siguientes equipos ubicados en el sótano del edificio de auxiliares: bombas de la pileta de combustible quemado, bombas de enfriamiento del blindaje, bombas de servicio de alta presión y bombas de enfriamiento de emergencia del núcleo. Dado lo peligroso de esto el operador debe aislar la fuga antes que el agua llegue al nivel del suelo.

Evaluación de márgenes:

Lo peor que puede pasar es que se rompa el Embalse del Rio Tercero como consecuencia de un sismo y que la central se quede sin el sumidero principal de calor.

Para que esto no suceda se prevé un nuevo sistema de suministro de agua de emergencia (EWS) calificado para sismos alimentado por un sistema de emergencia eléctrico EPS de mayor potencia que el actual y que sea capaz de alimentar a los generadores de vapor y al intercambiador de calor del sistema de refrigeración de emergencia (ECCS). Será necesario evaluar la capacidad sísmica de la represa para luego poder asegurar con alto grado de confianza HCLFP (*High Confidence of Low Failure Probability*) que el EWS funcionará luego del sismo

Cargas eólicas, tornados y lluvias intensas:

La CNE se diseñó para una velocidad máxima de viento de 150Km/h según Código Nacional de Construcción de Canadá. Respecto a tornados que puedan afectar los silos de almacenamiento de combustible quemado considerando una velocidad de 150 km /h cuya probabilidad de ocurrencia es de 6×10^{-5} / años se verificó que los silos pueden sufrir daños en la estructura de hormigón externa pero no el revestimiento interior ante un impacto de un proyectil arrojado por el tornado.

Ante lluvias intensas y viento sur se verificó una debilidad de la planta ya que la lluvia junto con el viento del sur provocó la acumulación de material en la obra de toma de agua de refrigeración provocando la parada de la planta.

Para que esto no vuelva a suceder se implementó lo siguiente:

- Limpieza de la toma de agua por medio de buzos para volverla a su condición de diseño.
- Prohibir desmalezar sembrar y pastorear ganado en los terrenos adyacentes a la central.

Pérdidas de las funciones de seguridad:

Sistema eléctrico de Embalse:

Ante una caída del sistema interconectado nacional (SIN) en 500Kv la CNE tiene prioridad de suministro tal lo establece el manual de procedimientos de CAMMESA (Compañía Administradora del Mercado Eléctrico Mayorista Sociedad Anónima). Si llegaran a fallar los generadores diesel de emergencia se dispone de una barra en 132Kv de la Estación Transformadora Almafuerde para utilizarla como barra de paso entre la Central Hidráulica Reolín y la barra de 132Kv de Embalse, vinculando sobre la barra elegida las líneas Almafuerde–CNE en 132Kv y Almafuerde-Reolín I y II en 132Kv ambas con sus interruptores cerrados.

Pérdida del suministro eléctrico externo (*LOOP Loss of Off-Site Power*):

Este es un evento básico de diseño, la planta sin suministro externo puede autogenerar para sus propios consumos, pero ante el disparo del reactor o del turbogruppo por falta de energía clase IV provista por las líneas de 500Kv y 132Kv se pierde la alimentación de los auxiliares a través de la generación propia. La parada del reactor está asegurada por los dos sistemas de parada independientes barras y veneno. La refrigeración del núcleo también está asegurada a través de la extracción del calor vía los intercambiadores de calor del sistema primario de transferencia de calor (SPTC) hacia el sistema de agua de servicio y de éste al sumidero final que es el lago de Embalse de Rio III.

Ante la caída de las líneas externas, detectada por los relés de mínima tensión, la clase IV se queda sin energía, se inicia el arranque automático de los generadores diesel clase III cuyo acople a barras se da en 60 segundos.

La alimentación a los generadores de vapor se restablece a un 4% de la nominal, se restablece la alimentación de la bomba del sistema de presión primario e inventario (SCPI) reponiendo posibles pérdidas de refrigerante primario. Después de unos minutos se establece un termosifón estable del refrigerante de los generadores de vapor para remover el calor de decaimiento sin problemas. En el largo plazo, para conservar el agua desmineralizada el operador puede arrancar el sistema de enfriamiento de parada alimentándolo desde la clase III.

La autonomía de los generadores diesel incluyendo el tanque de combustible diario y el depósito adicional es de siete días trabajando a máxima potencia.

El LOOP no afecta a la contención ya que la alimentación necesaria es provista por el suministro de energía no interrumpible.

En el caso de las piletas de almacenado de combustibles quemados éstas no se ven afectadas por un LOOP ya que la alimentación eléctrica es asegurada. En caso de la pérdida de energía clase IV una de las tres bombas de recirculación al 50% puede conectarse a la clase III y mantener la refrigeración de las piletas.

Acciones para mejorar la seguridad ante un LOOP:

Se implementarán una serie de cambios al diseño original durante la parada para extensión de vida útil (2014/2016) a saber:

- Protecciones en la playa de 500Kv, protecciones de barras, de línea, protección de falla de interruptor.
- Se instalará un nuevo sistema de energía de emergencia EPS más potente que el actual, dos equipos de 1 MVA cada uno redundantes al 100%.
- Los generadores diesel de clase III serán reemplazados por nuevos equipos, con un nuevo sistema de automatización por cada dos unidades y con nuevos recintos para alojar los automatismos.
- El centro de iluminación se mudará a un lugar adecuado, sacándolo del emplazamiento actual que puede inundarse ante la falla del condensador.

Pérdida del suministro eléctrico externo e interno (*SBO Station Black Out*):

Ante la pérdida de energía interna y externa la parada del reactor está asegurada por la actuación de los dos sistemas de parada: barras de corte e inyección de gadolinio. Ambos sistemas están diseñados para falla segura de tal forma que sin suministro eléctrico los sistemas paran al reactor. En un SBO no funcionan los generadores diesel para el suministro de emergencia. El calor residual es transferido a los generadores de vapor y descargado a la atmósfera a través de válvulas de descarga de vapor. El agua para los generadores de vapor la suministra el tanque de reserva (*dousing*) ubicado en la parte superior de la contención por gravedad, cubriendo las necesidades de agua de los generadores de vapor por 23 horas. El agua de reposición del tanque mencionado y de los generadores de vapor la suministra el sistema de agua de emergencia EWS que tiene motores diesel y una toma de agua separada del lago (último sumidero de calor).

El sistema de agua de emergencia EWS está clasificado sísmicamente y se prueba en forma rutinaria, tiene un motor diesel con una autonomía de diez días a plena carga. Las válvulas de aislación de la contención fallan cerradas tanto por falta de suministro eléctrico como de aire a presión.

En el caso de las piletas de combustible quemados ante un SBO se pierde toda refrigeración de los elementos combustibles, llegando a hervir el agua a las 72 horas, y a descubrir los elementos combustibles luego de 13 días, tiempo suficiente para tomar medidas.

Para subsanar esto se prevé la instalación de una bomba de reposición de agua alimentada por un generador diesel móvil GDM o una autobomba. Este GDM de 550KVA alimentará las siguientes cargas:

- Las barras del sistema de energía de emergencia EPS luego que fallen los dos equipos redundantes al 100%.
- Una de las dos bombas anti incendio.
- Los rectificadores para la carga de baterías de energía clase I.

Pérdida de los sumideros de calor habiendo suministro eléctrico:

Es este caso se pierde el agua de proceso y el sistema de agua de emergencia EWS. La parada del reactor funciona en forma manual o automática.

La refrigeración del reactor durante las primeras 23 horas está asegurada por el agua del sistema de rociado (*dousing*) alimentando a los generadores de vapor que ventean a la atmósfera. Como el suministro eléctrico normal y de emergencia está operativo, la aislación de la contención y el monitoreo de la planta está asegurado.

Las mejoras a implementar propuestas son:

- Implementar un generador diesel móvil (GDM) y sistemas complementarios de suministro de agua al *dousing* y a la pileta de elementos combustibles.
- Suministro de agua de reservorio del *dousing* desde una toma independiente para que pueda alimentar a los generadores de vapor más allá de las primeras 23 horas.
- Posibilidad de instalar una autobomba mediante mangueras a las líneas del sistema de enfriamiento de emergencia del núcleo ECCS.

Pérdida de los sumideros de calor con SBO:

En este caso el reactor se detendrá manual o automáticamente por los dos sistemas de parada. El calor del sistema de primario de transferencia de calor será cedido por un proceso de termosifón a los generadores de vapor y el vapor secundario será venteado a la atmósfera mientras dure el agua del reservorio o *dousing* (23 horas máximo) que alimenta a los generadores de vapor por gravedad. Luego de ocho horas se pierden las baterías y en consecuencia el monitoreo de los principales parámetros de la central.

Las mejoras a implementar son las mismas que en el caso anterior a pesar de que el sistema de agua de emergencia EWS no está disponible. Se debe extender el tiempo de descarga de las baterías implementando sistemas de emergencia de recarga.

Mejoras a implementar en el sistema de energía eléctrica de emergencia EPS y en el sistema de agua de emergencia EWS:

Reemplazar los generadores actuales de 50KW por generadores de 1MW sísmicamente calificados que podrán alimentar las bombas del sistema de agua de emergencia EWS y las bombas del sistema de enfriamiento del núcleo de emergencia ECCS.

En el caso del EWS se reemplazarán las bombas accionadas por motores diesel existentes por dos bombas eléctricas de mayor capacidad alimentadas por los generadores del EPS. Las bombas de mayor capacidad podrán asegurar refrigeración sísmicamente calificada al intercambiador de calor del sistema de enfriamiento de emergencia del núcleo.

Prototipo de reactor CAREM (Central Argentina de Elementos Modulares):

El prototipo del reactor CAREM-25 se encuentra en construcción al lado del sitio de Atucha I y Atucha II en Lima Provincia de Buenos Aires.

Es un reactor integrado de agua liviana, circulación natural, sistema primario auto-presurizado y sistemas de seguridad que dependen de características pasivas.

En el recipiente de presión están contenidos el núcleo, los doce generadores de vapor, el refrigerante primario y el domo de vapor.

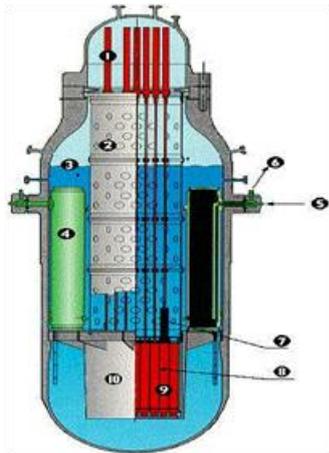


Figura 8.23 Recipiente del reactor CAREM -1 Mecanismos de las barras de control 2 Chimenea, 3 Nivel de agua , 4 Generador de vapor , 5 Entrada de agua al GV , 6 Salida de vapor del GV , 7 Elemento de control, 8 Elemento Combustible , 9 Núcleo , 10 Estructura soporte del núcleo

El agua (refrigerante) entra al núcleo por el plenum inferior, luego de ser calentada sale del núcleo y se dirige por convección al domo superior. En la parte superior el agua deja al tubo ascendente y se dirige a través de ventanas laterales a la parte externa para ahí fluír en dirección descendente a través de los generadores de vapor bajando su entalpia para luego atravesar la cámara descendente y dirigirse al plenum inferior repitiendo así un ciclo cerrado. La circulación natural del refrigerante del reactor (agua liviana) se produce gracias a la ubicación de los generadores de vapor por encima del núcleo. El refrigerante que es agua liviana hace las veces de moderador.

La autopresurización del primario en el domo de vapor surge como consecuencia del equilibrio de fase líquido-vapor. El gran volumen del presurizador (domo de vapor integral) amortigua los cambios de presión. La temperatura de salida del refrigerante del núcleo corresponde a la temperatura de saturación a la presión del primario eliminando los típicos rociadores y calentadores eléctricos de los presurizadores de los PWR.

Los elementos combustibles tienen una sección transversal hexagonal y contienen 108 barras de combustible (uranio enriquecido), 18 tubos guía y un tubo de instrumentación.

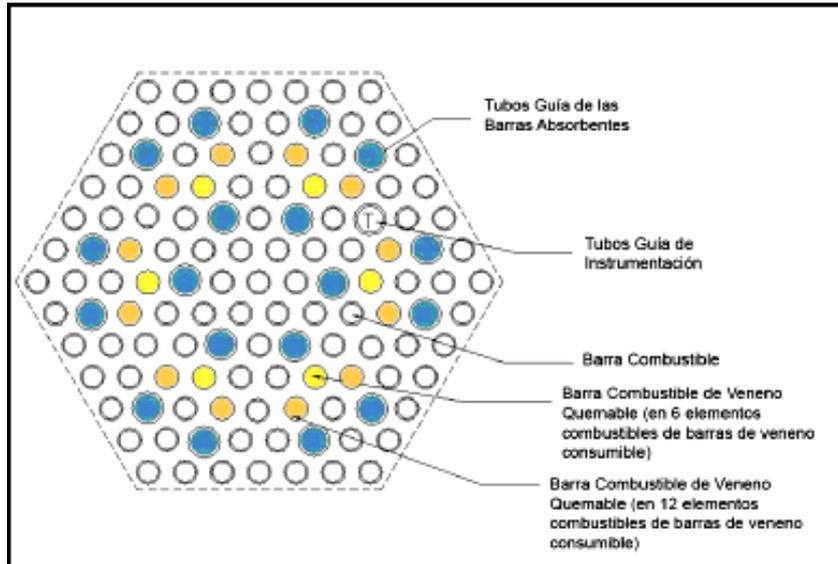


Figura 8.24 Elementos combustible, tubos guía y tubo de control

El control de reactividad es Gd_2O_3 como veneno quemable en barras específicas de combustible y en las barras de control. No se usan venenos químicos líquidos en operación normal. El ciclo de combustible es de 330 días a plena potencia y 50% de reemplazo del núcleo.

Las barras de control están ubicadas dentro de los tubos guía y son de aleación Ag-In-Cd(plata-indio-cadmio), permiten el ajuste de reactividad y la parada de emergencia.

Los doce generadores de vapor tipo mini-helicoidales son idénticos y de paso único. Ceden el calor del primario al circuito secundario generando vapor sobrecalentado a 47 bar. El flujo del secundario es ascendente y del primario descendente. Por razones de seguridad los generadores de vapor se diseñan para resistir la presión del primario sin presión del lado secundario. Todo el sistema de vapor vivo está diseñado para resistir la presión del primario hasta las válvulas de aislamiento.

Los sistemas auxiliares del reactor mantienen un alto grado de pureza del agua dentro del recipiente de presión RPV (*reactor pressure vessel*) permitiendo controlar el nivel de agua ya que el funcionamiento produce cambios de volumen.

El agua sale de RPV se enfría en un intercambiador de calor de descarga, baja su presión, se filtra, desgasifica, y trata con resinas para luego volver al RPV.

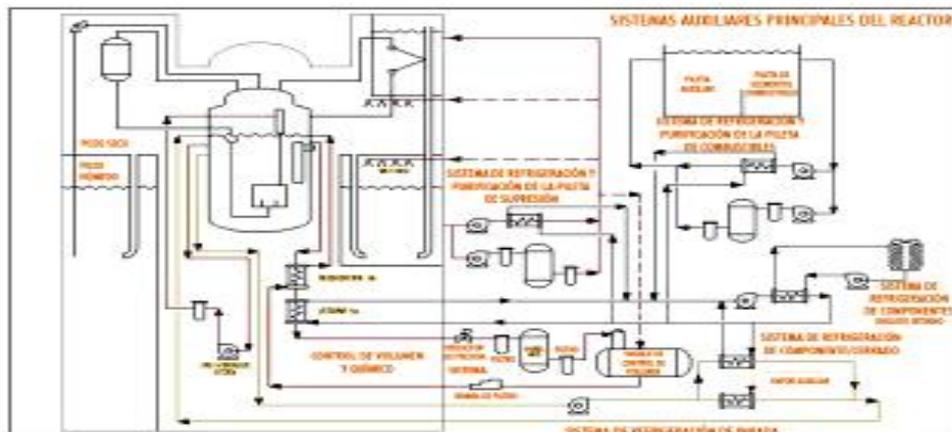


Figura 8.25 Sistemas auxiliares

El sistema de refrigeración y purificación de la pileta de supresión refrigera la mencionada pileta y a la pileta del sistema de remoción del calor residual. Cada rama de refrigeración posee redundancias a saber: un intercambiador de calor y una bomba, sólo comparten el lecho de intercambio iónico.

En caso de un LOCA el sistema puede alimentar con agua pura al RPV.

El sistema de refrigeración de parada tiene dos funciones:

- Refrigerar el agua del RPV removiendo el calor residual durante la parada normal y el recambio de combustible.
- Calentar el agua que ingresa al RPV durante el arranque de la planta mediante un sistema de vapor auxiliar.

También posee redundancias, cada rama tiene una bomba, un intercambiador de calor tipo placa para la refrigeración, otro tipo carcasa y tubos para el calentamiento.

El sistema de refrigeración de componentes suministra agua de refrigeración a los sistemas que pueden contener radioactividad haciendo de barrera entre el fluido radioactivo y el circuito externo cerrado. El sistema es redundante.

El sistema de refrigeración y purificación de la pileta de combustible quemado remueve el calor producido por el decaimiento nuclear y purifica el agua de la pileta. Tiene dos circuitos, uno de ellos de reserva con una bomba e intercambiador de calor, y comparten el purificador iónico y el filtro de agua.

Las barras de control se mantienen en posición y se operan mediante un sistema hidráulico que posee dos bombas.

El caudal del refrigerante varía según la potencia generada y removida. Bajo diferentes transitorios de potencia se obtiene la autocorrección del caudal.

El coeficiente de retroalimentación de reactividad negativa, más la autopresurización hacen que el reactor sea muy estable.

El ciclo de vapor es estándar.

El circuito secundario del CAREM no es un sistema relacionado con la seguridad nuclear. La seguridad nuclear de la planta no depende del circuito de vapor secundario.

El sistema de supervisión y control es computarizado en tiempo real.

El sistema de protección del reactor se basa en el principio de defensa en profundidad y detección temprana de fallas. Se subdivide en dos sistemas: el que da la primera señal de parada y el que da la segunda.

Los criterios de diseño son los siguientes:

- Independencia física y eléctrica
- Diversidad funcional
- Tamaño reducido y solidez
- Tolerancia a la falla
- Pruebas de operación posibles de realizar
- Falla segura

Sistema eléctrico:

Las cargas eléctricas se dividen por clases a saber:

Clase I en Corriente Continua no interrumpible

Clase II: Corriente Alterna no interrumpible

Clase III: Corriente Alterna se admite un corte limitado

Clase IV: Corriente Alterna se admite el corte prolongado

Las clases I, II y III están vinculadas a la seguridad. La clase IV es para los sistemas convencionales. Los generadores auxiliares suministran energía a los sistemas esenciales ante la falta de suministro externo o generación propia. Son redundantes, independientes y separados físicamente.

La isla nuclear del CAREM se ubica en un sistema de contención con supresión de presión que hace de barrera de contención evitando la liberación de productos de fisión al exterior.



Figura 8.26 Distribución de la planta

La planta se subdivide en tres módulos: módulo nuclear, modulo turbina y módulo control.

El edificio del módulo nuclear hace de segunda contención. La contención es una estructura de hormigón cilíndrica y vertical con tapa y fondo plano que soporta temperatura y presión actuando de barrera para prevenir la liberación de productos de fisión a la segunda contención en caso de accidente.

El módulo nuclear posee una estructura en forma de caja rodeada por seis niveles, en la parte superior está la pileta de elementos combustibles quemados.

La contención se divide en dos: un pozo seco y un pozo húmedo.

El pozo seco superior aloja al segundo sistema de parada, las válvulas de alivio y los colectores del sistema de remoción de calor residual. El pozo seco central aloja al RPV y por debajo separado por un blindaje está el pozo seco inferior. El pozo seco periférico ubicado rodeando al pozo seco central aloja a las cañerías conectadas a los generadores de vapor. El pozo húmedo inferior se llena parcialmente con agua haciendo de pileta de supresión de presión. Los tubos de ventilación están sumergidos en lo profundo de la pileta y están conectados al piso del pozo seco periférico. En el pozo húmedo inferior se colocan los sistemas relacionados con la seguridad.

Sistemas de seguridad del CAREM:

El diseño contempla la prevención de accidentes con daño del núcleo por medio de características de seguridad pasiva de manera tal que no es necesario el accionar de sistemas activos o de los operadores al menos por las primeras 36 horas iniciales.

Todo el sistema de alta energía del primario, los generadores de vapor, el refrigerante primario y el domo de vapor están contenidos en el recipiente a presión RPV (*reactor pressure vessel*) reduciendo así el número de penetraciones al RPV. La ausencia de cañerías de gran diámetro del sistema primario reduce la posibilidad de un LOCA grande. No se requieren bombas de circulación del primario, el mismo circula por termosifón. La gran cantidad de refrigerante primario brinda gran inercia térmica y mayor tiempo de respuesta ante transitorios o accidentes. El gran volumen de agua en el núcleo y en las paredes reduce la incidencia de neutrones rápidos sobre el RPV. El blindaje es reducido por la eliminación de fuentes gamma de cañerías y partes del sistema primario. El uso de componentes menos activos aumenta la disponibilidad de la planta y el factor de carga reduciendo la frecuencia de eventos disparadores (PEI). El desarrollo de un mecanismo hidráulico ubicado en el RPV elimina el accidente por eyección de barras.

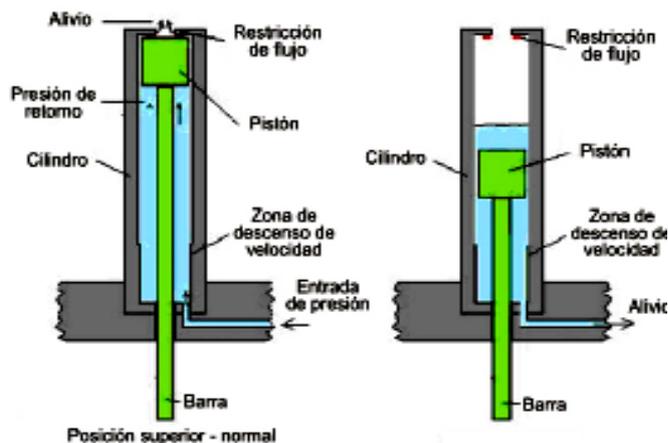


Figura 8.27 Sistema de accionamiento hidráulico de las barras de control de parada rápida

Sistema de parada N°1: se insertan las barras absorbedoras de neutrones en el núcleo por gravedad. De las 25 barras, seis son de accionamiento rápido. Todo el dispositivo está alojado dentro del RPV.

Sistema de parada N°2: es la inyección por gravedad de agua borada a gran presión. Consiste en dos tanques ubicados en la parte superior de la contención y conectados por dos líneas al RPV. Cuando se abren las válvulas el agua drena por gravedad al sistema primario. Con el agua de uno sólo de los dos tanques alcanza para detener al reactor.

Sistema de remoción de calor residual: sirve para reducir la presión del primario y extraer el calor residual de decaimiento en caso de pérdida del sumidero de calor. Funciona condensando el vapor del sistema primario en condensadores de emergencia que son unos intercambiadores de calor compuestos por tubos horizontales en forma de U paralelos entre dos colectores comunes. El colector superior se conecta al domo de vapor y el inferior se conecta al RPV por debajo del nivel de agua. Los tubos se alojan dentro de una pileta de agua refrigerada dentro del RPV.

El sistema de inyección de emergencia previene que el núcleo se quede sin agua ante un LOCA. Es un sistema de dos tanques de agua borada presurizados y conectados al RPV. Ante un accidente del tipo LOCA la presión del primario baja, esto hace que los discos de ruptura se rompan y comienza la inundación del núcleo con agua borada.

En caso de sobrepresiones no controlables el RPV tiene tres válvulas de alivio (con una sólo operando alcanza para reducir la presión interior de RPV).

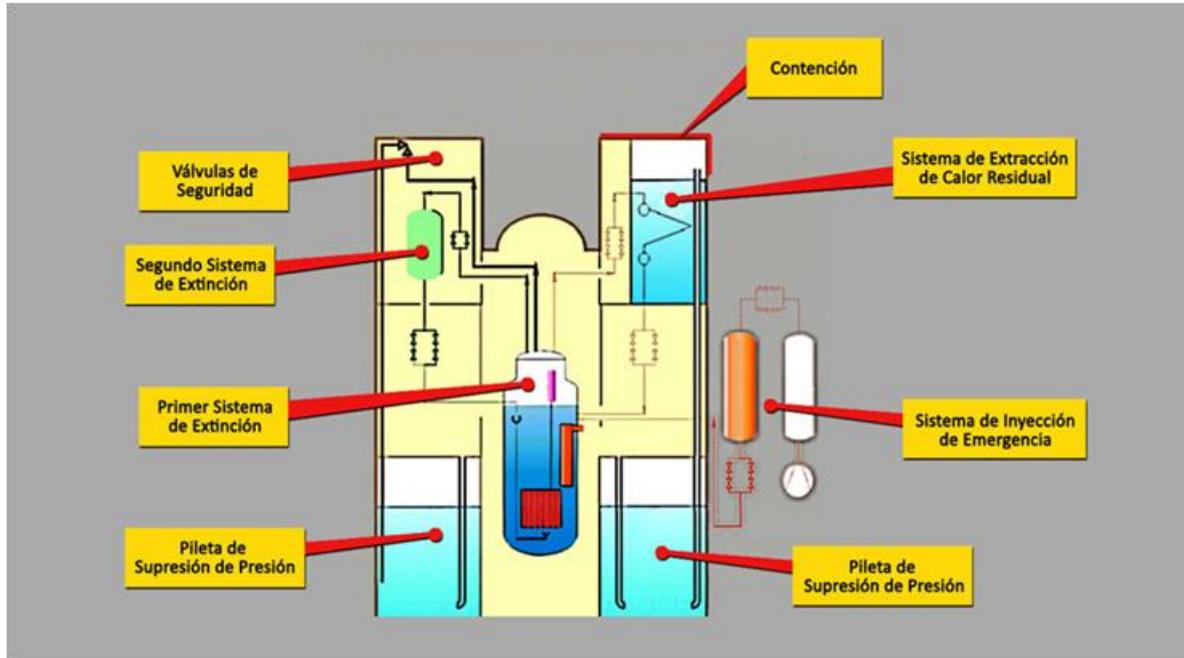


Figura 8.28 Sistemas de seguridad y contención

La contención primaria es una estructura cilíndrica de hormigón revestida en acero, es del tipo supresión de presión con dos grandes compartimentos un pozo seco y otro húmedo. El piso y las paredes cilíndricas separan al pozo seco del húmedo. La parte inferior del pozo húmedo está llena de agua que hace de piletta de condensación, la parte superior es una cámara de compresión de gas.

Función de seguridad	Sistema de seguridad
Control de reactividad	Primer sistema de parada por barras Segundo sistema de parada por inyección de boro
Limitación de la presión del primario	Válvulas de alivio de seguridad (tres) Sistema de remoción de calor residual
Despresurización del primario	Sistema de remoción de calor residual
Limitación de presión en el secundario	Válvulas de alivio
Remoción de calor residual	Sistema de remoción de calor residual

Tabla 8.7 Funciones y sistemas de seguridad CAREM

Análisis de los eventos disparadores de accidentes (PIE):

1) Accidente de inserción de reactividad: se postulan transitorios sólo por la extracción inadvertida de barras (las barras no pueden eyectarse). Se simulo la actuación de los dos sistemas de parada y se obtuvieron márgenes de seguridad muy por encima de los valores críticos que podrían afectar al núcleo. No existe boro en el refrigerante, así que la dilución de boro no puede ser el hecho iniciador de reactividad.

2) Pérdida del sumidero de calor: ante la falta total de agua para los generadores de vapor entra el sistema de remoción de calor residual (SRCR) reduciendo la presión y temperatura del primario. Ante la falla del sistema de parada N°1 el reactor tiene coeficientes de reactividad negativa

disminuyendo así su potencia sin comprometer al combustible. El sistema de parada N°2 garantiza la parada en el mediano a largo plazo.

3) Pérdida total del flujo primario: no es posible ya que circula por termosifón.

4) Pérdida de refrigerante primario (LOCA): el diámetro de penetración al RPV está limitado por diseño, por lo cual un LOCA grande no es posible y en consecuencia no es necesario un sistema de inyección de alta presión. En caso de un LOCA pequeño actúan los dos sistemas de parada y el de remoción de calor residual, y cuando desciende la presión el sistema de inyección de emergencia descarga agua para mantener el núcleo cubierto de agua por varios días. Como el CAREM ha sido diseñado en base a sistemas pasivos de seguridad no se considera, a los efectos de la evaluación de los sistemas de seguridad, el sistema secundario para refrigerar y despresurizar el sistema primario aún estando éste disponible.

Ante un LOCA con falla de todos los sistemas de remoción del calor se determinó que el núcleo se verá afectado recién luego de varias horas de transcurrido el accidente.

5) Ruptura del tubo del generador de vapor: este accidente se mitiga aislando al generador de vapor fallado, eventualmente el reactor podrá seguir operando al 50% de potencia.

6) Accidente de rotura de una línea de vapor: al despresurizarse en forma súbita el secundario de los generadores de vapor aumenta la transferencia de calor del primario al secundario aumentando la potencia del reactor. Actúan los dos sistemas de parada y la subida de potencia del reactor no compromete la seguridad del mismo ni la remoción del calor residual (hay poca agua en cada tubo del generador de vapor).

7) Pérdida de suministro eléctrico (SBO): es uno de los PEI (eventos postulados de diseño) que más contribuye a la probabilidad de daño del núcleo en los reactores del tipo PWR. El apagado y la refrigeración del núcleo junto a la remoción del calor residual están garantizados por los sistemas pasivos de seguridad que operan sin energía eléctrica. Al caerse la energía el sistema hidráulico que retiene a las barras deja de retenerlas y éstas caen por gravedad al interior del núcleo. El segundo sistema de parada está presurizado y no necesita energía eléctrica para actuar. En el hipotético caso que ambos sistemas de parada fallen, debido al coeficiente de reactividad negativa el núcleo se apagará. El calor residual se remueve por medio del sistema de remoción de calor residual activo por varios días.

Accidentes severos: se postulan accidentes severos hipotéticos pero se parte del hecho que un accidente tipo LOCA grande no es posible.

Se asegura la prevención de la fusión del núcleo a alta presión por medio de sistema de remoción del calor residual y la apertura de válvulas de alivio.

Se podrán instalar dispositivos para reducir la concentración de hidrógeno en la contención y así evitar explosiones en el interior del RPV.

La contención de tipo piletta de supresión es un buen mecanismo para la retención de productos de fisión en el agua.

Tanto la piletta de refrigeración como la de supresión pueden alimentar de agua pura el rociado del pozo seco y húmedo para despresurizar la contención.

Bibliografía:

Informe de Evaluación de Resistencias Realizadas a las Centrales Nucleares Argentinas. ARN 2012

Informe Nacional Sobre Seguridad Nuclear. ARN 2010.

Boletín Energético CNEA año 3 N° 6 2do semestre 2000 Uranio Levemente Enriquecido en Atucha I Carla Notari, Francisco C. Rey.

9. COMPARACIÓN DE RIESGOS: ENERGÍA NUCLEAR VS OTRAS FUENTES DE ENERGÍA

Antes de realizar un estudio comparativo entre la energía nuclear vs otras fuentes de energía es conveniente comentar algunos aspectos relevantes, en cuanto a la seguridad, de las plantas que emplean reactores del tipo BWR y CANDU que si bien no llegan en conjunto a un 15% del total de reactores tienen sus tecnologías probadas y desarrolladas.

Reactores de agua hirviendo (BWR *Boiling water reactors*):

Las diferencias fundamentales de los reactores de agua hirviendo (BWR) respecto de los de agua a presión son dos:

- Los BWR no tienen generadores de vapor, el vapor generado en el núcleo acomete a la turbina a través de válvulas de alta confiabilidad que aíslan a la turbina.
- El núcleo es refrigerado por una mezcla de agua vapor, y no por agua líquida como en los PWR.

Debido a estas diferencias sustanciales los aspectos fundamentales de la seguridad también difieren. Por razones económicas la turbina está fuera del edificio de contención primario y sólo separada del reactor a través de válvulas de aislamiento altamente confiables pero que tardan en cerrar unos cinco segundos. Demasiado tiempo si se tiene una fuga de vapor radiactivo a la atmósfera. De ahí que los reactores de agua hirviendo (BWR) se los considera casi abiertos. Por otro lado al no tener generadores de vapor se evitan los problemas asociados con éstos.

En caso de una falla en la turbina y el condensador, es necesario contar con un sistema de liberación rápida de la mezcla agua vapor a un tanque-condensador cerrado para no liberar vapor contaminado a la atmósfera. Al no estar disponible el condensador principal es necesario contar con un sistema que refrigere al núcleo luego de bajarle la presión (sistema automático de despresurización ADS *Automatic Depressurization System*) y un tanque con reserva de agua para condensar el vapor. Surge así la necesidad de un gran tanque condensador toroidal (ver figura 7.9 *Suppression chamber*). El sistema consta de un recipiente seco y una cámara de supresión con agua. En caso de una rotura de una cañería primaria el vapor pasa del recipiente seco a la cámara de supresión donde condensa con el agua fría ahí alojada. Para evitar las explosiones por acumulación de hidrógeno el recipiente seco está lleno de N₂ el cual evita las explosiones pero dificulta el ingreso de personal para realizar inspecciones.

Una desventaja radica en el aumento de la reactividad del núcleo ante una subida de presión en el agua vapor. Esto se debe a que en el núcleo coexisten agua y vapor y ante un aumento de la presión, más vapor condensa aumentando el nivel de agua y esto hace que suba la reactividad. Como consecuencia de esto los accidentes del tipo transitorios sin parada de emergencia ATWS (*Transients without scram*) son particularmente peligrosos en la evaluación general de riesgos (el agua hace de moderador y refrigerante a la vez).

Como el circuito de agua vapor en los BWR incluye a la turbina y condensador el mismo es de un volumen muy importante lo cual dificulta que el agua en circulación cumpla con las características de pureza química requerida para no afectar a los metales de tuberías y álabes.

Por último los recipientes de contención en los BWR si bien son de mayor tamaño que en los PWR trabajan a la mitad de presión, esto reduce la fluencia de los materiales metálicos y los problemas asociados al resquebrajamiento debido al exceso de flujo neutrónico.

Reactores con tubos a presión (CANDU):

Los reactores del tipo CANDU no tienen un recipiente a presión como los PWR sino que el combustible y el agua pesada de refrigeración se alojan en unos tubos horizontales. El poder de moderación del agua pesada (D₂O) es mayor que el del agua liviana. Los tubos donde se aloja el combustible son refrigerados por una cantidad adecuada de agua pesada que si bien alcanza para refrigerar no es suficiente para moderar los neutrones. Debido a esto todos los tubos se alojan en un gran recipiente cilíndrico, no bajo presión, lleno de agua pesada denominado calandria. Cada tubo que aloja material combustible se coloca dentro de otro tubo más resistente aislado del primero mediante un gas inerte que permite ante una rotura de un tubo, que aloja combustible, evitar que el accidente se propague con rotura de otros tubos.

Este diseño tiene la ventaja de la recarga de combustible en operación a diferencia de los PWR, un control muy adecuado del quemado del combustible y la producción de plutonio.

En caso de un accidente con pérdida de refrigerante primario la mezcla de aire vapor se expande en un edificio de contención de hormigón que está a presión menor que la atmosférica.

Dentro de las principales ventajas de diseño se destacan:

- La modularidad que resulta independiente de los límites tecnológicos de diseño de los recipientes a presión de los PWR.
- El mecanismo de parada rápido del reactor vaciando la calandria que está llena de moderador.
- Fácil recambio de los tubos combustibles.

Dentro de las desventajas hay dos fundamentales:

- Contaminación por tritio más severa que en los reactores de agua liviana (PWR y BWR).
- Son más vulnerables a los daños de origen sísmico por la geometría y dimensiones de la calandria.

Riesgo tolerable en instalaciones nucleares:

El concepto de riesgo tolerable fue introducido en Inglaterra en un informe publicado en 1988 en el que se mencionan riesgos tolerables para trabajadores y personas (*HSE Health Service Executive 1988*).

Cuando el riesgo está regulado por la sociedad, los parámetros relevantes para la estimación del mismo dejan de estar en mano de los individuos para pasar a estar definidos a nivel gubernamental, sometiendo a las personas a distintos grados de riesgo y a su vez distribuyendo los beneficios del mismo en forma irregular. Existen diversas formas de distribuir los riesgos que las sociedades asumen, una de ellas es distribuirlos a lo largo del tiempo o sustituir un riesgo por otro.

La forma en que las personas evalúan los riesgos es muy variable dependiendo de si pueden evaluar el hecho basado en su experiencia, si la causa es desconocida, con consecuencias graves que nadie puede escapar, y demás opiniones personales respecto de cada tipo de riesgo.

Las pruebas para evaluación de riesgos a nivel industrial son muy similares a las que se aplican a la vida diaria, en ambos casos se trata de determinar:

- a) Si el riesgo es tan grande o las consecuencias tan inaceptables debe rechazarse de plano.
- b) Si el riesgo es tan pequeño o despreciable no es necesaria ninguna precaución adicional.

c) Si el riesgo se encuentra entre los dos límites arriba mencionados habiéndolo reducido al menor nivel que sea posible, considerando los beneficios obtenidos y asumiendo los costos de la reducción. La idea es reducir el riesgo lo razonablemente posible (*ALARP as low as reasonably practicable*).

Existen dos formas de estimar el riesgo de una planta:

a) Estimar el riesgo individual de los trabajadores de la misma y del público que rodea la planta (riesgo individual).

b) Estimar el riesgo para la sociedad en su conjunto o riesgo social, por ejemplo ante un accidente severo, como el producto del daño total valorizado por la probabilidad de ocurrencia en un determinado período de tiempo. Los daños que se dan luego de un accidente severo pueden sumarse valorizando cada uno y asignando un valor económico a las pérdidas de vidas humanas.

En última instancia el análisis se reduce a un costo – beneficio, cual es el costo que se asume por incurrir en un cierto riesgo y que beneficio otorga el mismo.

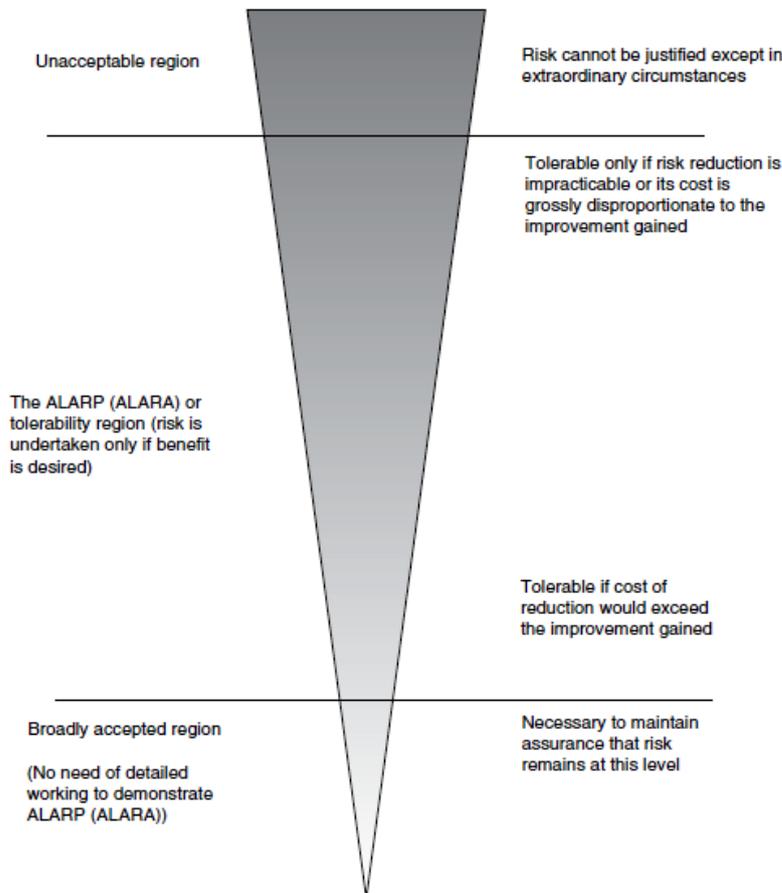


Figura 9.1 Niveles de riesgo y ALARP nivel de riesgo más bajo que se puede alcanzar en forma razonable

En promedio según el reporte inglés mencionado (HSE 1988) los niveles de riesgo tolerables para trabajadores y público asumen los siguientes valores:

Máximo riesgo tolerable para trabajadores en cualquier industria	1 en 1000
Máximo riesgo tolerable para el público que rodea la planta y riesgo de radiación de operarios de plantas nucleares	1 en 10.000
-----	1 en 100.000
Rango de riesgo para el público que vive cerca de una planta nuclear en operación normal y bajo condiciones de accidente	1 en 1.000.000
Rango de riesgo promedio de los habitantes del país respecto a accidentes nucleares	1 en 10.000.000

Tabla 9.1 Niveles de riesgo según criterio ingles informe HSE 1988, ejemplo para el primer renglón de la tabla sería 1 muerto por cada 1000 trabajadores por año como riesgo tolerable en cualquier industria.

Una forma de expresar los riesgos relacionados con una actividad es indicar cuantos días o años de vida se pierden al realizarla. Surge así la siguiente tabla que se elaboró para la Unión Europea en el año 2001 y el siguiente gráfico obtenido de “Catalog of Risk Extended and Updated by B Cohen, Health Physics Vol. 61-3 1991”.

Energy source	Loss-of-life duration (YOLL TWh ⁻¹)	Health costs (meuro kWh ⁻¹)	Total costs (meuro kWh ⁻¹)
German coal	58.4	4.85	7.18-20.45
Polish coal	118	9.75	12.25-26.95
German lignite	90.6	7.48	10.05-25
Russian natural gas	43.2	3.56	4.56-10.4
German natural gas	27	2.23	3.21-8.95
Biomass (wood)	26.5	2.18	2.18
River hydro (500 kW plants)	7.5	0.62	0.7-1.19
Wind (1.5 MW)	8.7	0.72	0.82-1.41
Solar (polycrystalline cells)	59.4	4.8	5.62-10.44
Nuclear plants with reprocessing	10	0.82	0.86-1.1

Tabla 9.2 Reducción en el tiempo de vida, costos de salud y totales (incluye costo de gases de efecto invernadero, efectos radiológicos en caso de plantas nucleares, y costo del ciclo de combustible).

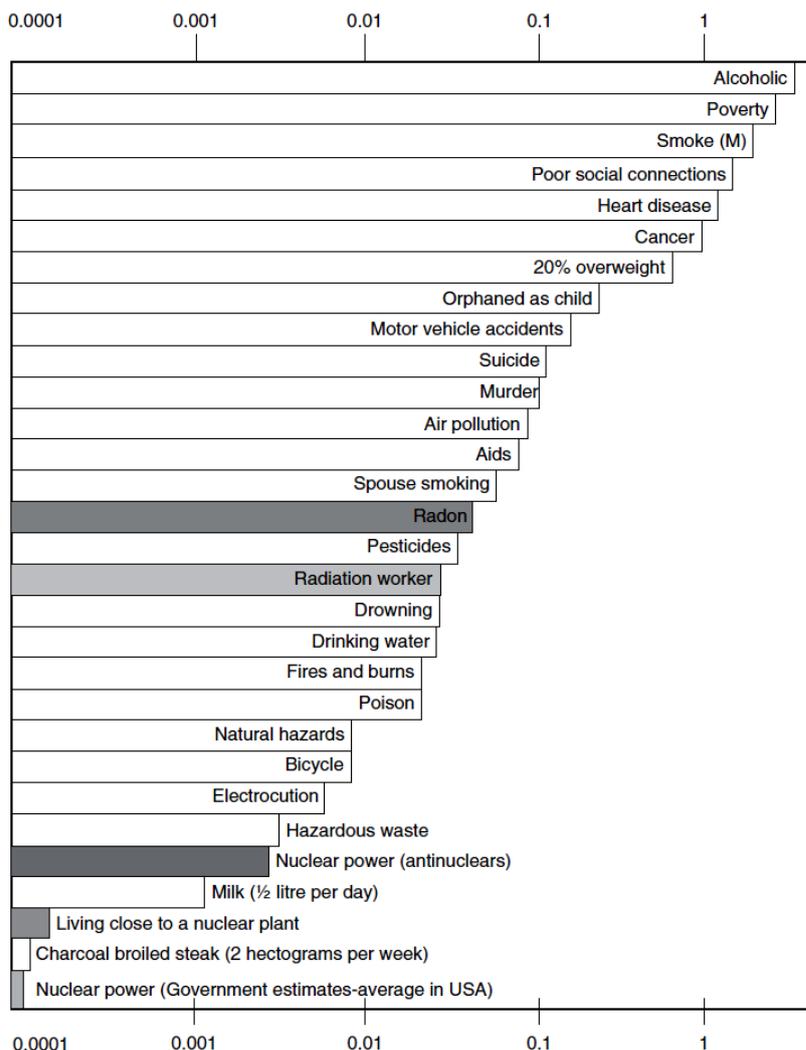


Figura 9.2 Reducción en miles de días de la expectativa de vida para un habitante de Estados Unidos en base a diversas tareas que realiza

Los diversos tipos de plantas nucleares han ido evolucionando volviéndose más y más seguras en base a volcar la experiencia acumulada y a la aplicación del concepto de defensa en profundidad. En la siguiente figura se observa la evolución del promedio de exposición a radiación de trabajadores en plantas nucleares desde el año 1990 al 2006, en la que se destaca la reducción a 1/3 del valor de partida en el lapso de 16 años (1990-2006) en base a datos de la IAEA 2006.

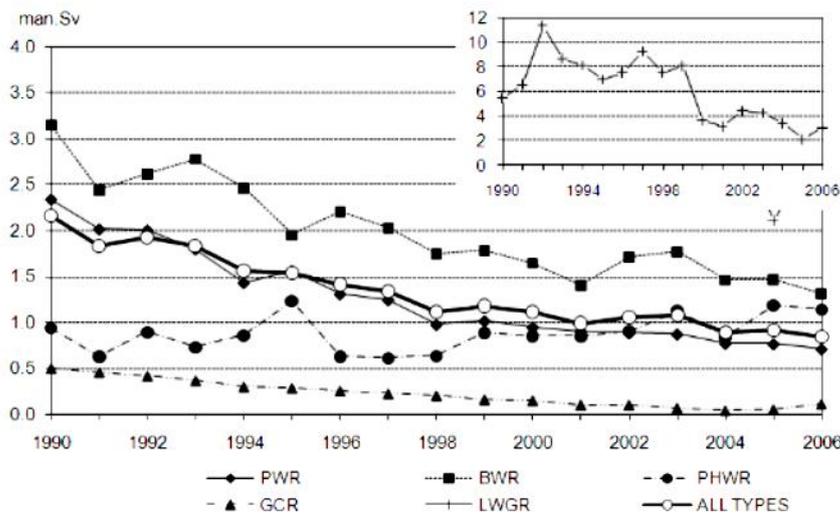


Figura 9.3 Radiación recibida en mSv por operario promedio en plantas nucleares desde 1990 al 2006. En la figura pequeña se detalla el caso de los reactores del tipo LWGMR (reactores de agua liviana moderados por gas).

En la siguiente figura se observa la evolución de la frecuencia de daño del núcleo (CDF *Core damage frequency*) y la frecuencia de liberación de grandes cantidades de radiación (LRF *large release frequency*) para las generaciones de reactores I y II junto con la futura III y III+

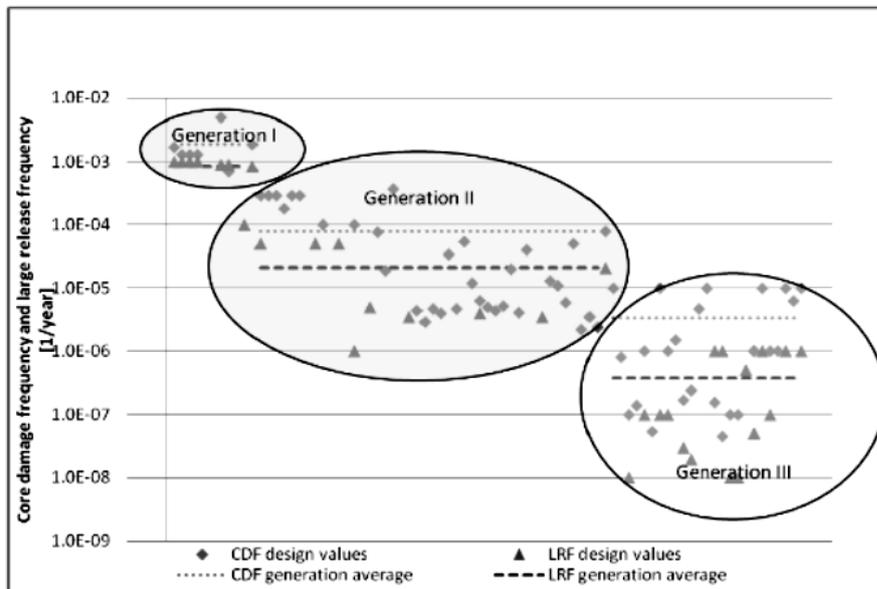


Figura 9.4 CDR y LRF en función de las distintas generaciones de reactores

Para poder comparar cuán segura es la energía nuclear es necesario compararla con otras formas de energía a lo largo de los años. En la siguiente figura se observa esto para el periodo 1969 al 2000 para países de la OECD y para no OECD. Los países miembros de la OECD (*Organisation for economic Co-operation and Development*) son: Australia, Austria, Bélgica, Canadá, Chile, República Checa, Dinamarca, Estonia, Finlandia, Francia, Alemania, Grecia, Hungría, Islandia, Irlanda, Israel, Italia, Japón, Corea, Luxemburgo, México, Holanda,

Nueva Zelanda, Noruega, Polonia, Portugal, Eslovaquia, Eslovenia, España, Suecia, Suiza, Turquía, Inglaterra, Estados Unidos.

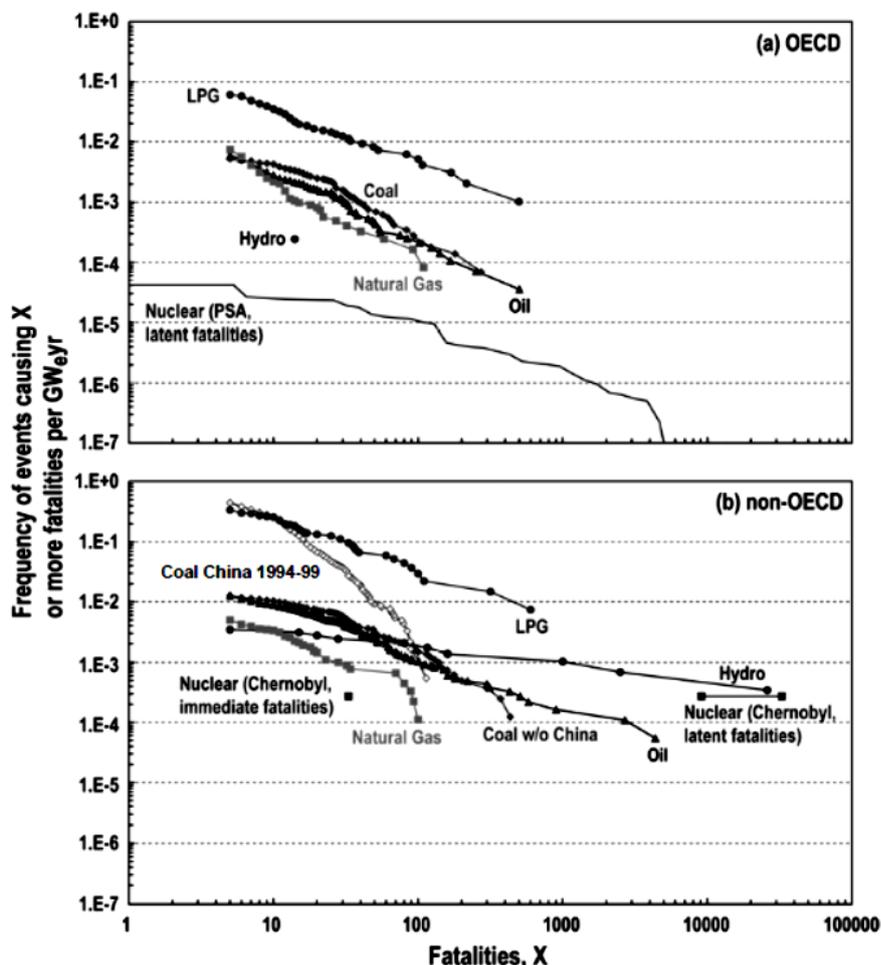


Figura 9.5 Frecuencia de eventos con más de 10 muertos en países de la OECD y no OECD para el periodo 1969-2000. Prestar atención al caso de Chernóbil que si bien inicialmente fueron 28 muertes en una primera estimación para un período de 70 años la cifra de fallecidos estimada subía a 33000. Ahora bien luego de 25 años de acontecido el accidente se pueden atribuir al mismo 4000 fallecidos, lo cual implica correr hacia la izquierda la barra horizontal de muertes debidas a Chernóbil en el entorno de 4000 (WHO 2006).

Más de 2500 personas mueren cada año por accidentes severos vinculados a la producción de energía eléctrica y esta cifra va en aumento ya que el consumo de energía también aumenta. El mayor número de muertes inmediatas se da en la generación con petróleo y carbón. Un solo accidente en una planta hidroeléctrica en China dejó un saldo de 30000 muertos.

En el caso de Chernóbil, y a más de 25 años de acontecido el accidente, sabemos que 28 trabajadores murieron debido a las elevadas dosis de radiación recibidas de los 134 trabajadores que sufrieron síntomas agudos de radiación (ARS acute radiation syndrome) durante el accidente y las tareas de emergencia realizadas. Luego hasta el año 2006 fallecieron 19 trabajadores más pero no es posible atribuir su fallecimiento a los síntomas agudos de radiación.

Respecto de la población civil de Bielorusia, Rusia y Ucrania la estimación de muertos no es tan precisa y se basa en determinar cuánto subió la mortalidad por encima de los registros históricos, de los residentes expuestos a la radiación. Hasta el año 2005 se reportaron 6000 casos de cáncer de tiroides en niños y adolescentes que estuvieron expuestos en el momento del accidente, afortunadamente este tipo de cáncer es tratable y detectado a tiempo solo un 1% de los afectados

falleció. Se debió a la contaminación por I135 de la leche y vegetales de hoja que consumieron los niños y adolescentes, junto con la elevada cantidad de leche que consumen los niños en relación a tamaño de su glándula tiroides.

Respecto de otros tipos de cáncer como los tumores sólidos y leucemias junto a problemas circulatorios, la influencia de la radiación recibida por la población civil no está clara aún ya que los índices de mortalidad no han subido respecto de los históricos en la región.

Según la Organización Mundial de la Salud (WHO World Health Organization) las muertes atribuibles al accidente de Chernóbil tanto de los trabajadores como residentes en el área se estiman en unos 4000 hasta el año 2006.

Energy chain	OECD			Non-OECD		
	Accidents	Fatalities	Fatalities/ GWey	Accidents	Fatalities	Fatalities/ GWey
Coal	75	2 259	0.157	1 044	18 017	0.597
Coal (data for China 1994-1999)				819	11 334	6.169
Coal (without China)				102	4831	0.597
Oil	165	3 713	0.132	232	16 505	0.897
Natural Gas	90	1 043	0.085	45	1 000	0.111
LPG	59	1 905	1.957	46	2 016	14.896
Hydro	1	14	0.003	10	29 924	10.285
Nuclear	0	0	–	1	31*	0.048
Total	390	8 934		1 480	72 324	

Tabla 9.3 Fatalidades severas (más de cinco muertos) en países OECD y no OECD período 1969-2000. Tener presente que en el caso de Chernóbil si se consideran las muertes en estos últimos 25 años las cifras suben a 4000 muertes y a 6,2 muertes/GWey

Bibliografía:

Nuclear Safety by Gianni Petrangeli USA 2006 publicado por Elsevier Butterworth-Heinemann ISBN 13: 978-0-7506-6723-4

Comparing Nuclear Accident risks with Those from Other Energy Sources, OECD 2010.

The Tolerability of Risk from Nuclear Power Stations by O Crown, Inglaterra copyright 1988 Revised 1992 HSE (Heath & Safety Executive)

Health Effects of the Chernobyl accident and Special Health Care Programmes WHO Geneva 2006 ISBN 92 4 1594179

Environmental consequences of the Chernobyl Accident and their Remediation: Twenty Years of Experience IAEA Viena 2006 ISBN 92-0-114705-8

10. CONCLUSIONES FINALES Y HACIA A DONDE VAMOS EN MATERIA DE SEGURIDAD EN PLANTAS NUCLEARES

Conclusiones finales:

Como conclusión, y salvo por el accidente de Chernóbil, la energía nuclear está dentro de las más seguras. Se deben evitar los accidentes severos que han creado una aversión por parte de la población para el uso pacífico de la energía nuclear en la generación de la energía eléctrica. Cabe destacar que no todos los reactores son iguales, siendo los más seguros, en el caso de las primeras generaciones (I y II), los PWR ya que cuentan con estructuras de confinamiento del material radioactivo junto con generadores de vapor que permiten separar el circuito primario del secundario que acomete a la turbina-condensador. Los nuevos diseños, denominados generación III y III+, implican grandes reducciones de la cantidad de cañerías y sistemas pasivos de seguridad, que son totalmente independientes del operador.

A pesar de todos estos avances de diseño no hay que descuidar el entrenamiento adecuado del los operadores, junto con un gerenciamiento activo y enfocado en la seguridad como primera prioridad junto al control y regulación adecuada.

Luego de cada experiencia analizada se realizaron importantes mejoras a los reactores existentes y en desarrollo, este proceso de mejora continua es también fundamental para mantener la seguridad en las plantas existentes dada la tendencia generalizada de prolongar la vida útil de las mismas.

El último accidente en Fukushima permite reflexionar sobre los factores naturales extremos que afectan no sólo a la población en general sino a las plantas nucleares en particular con las consecuencias graves ya mencionadas.

La experiencia hasta ahora acumulada demuestra que hay eventos que ocurren debido a errores de diseño, que se complican aún más por errores humanos y que sin un adecuado manejo escalan a la categoría de accidente severo, otros eventos comienzan con un desastre natural y junto a un diseño inadecuado pueden escalar también a un accidente severo.

Los estudios de riesgo probabilístico permiten identificar muchos puntos débiles que hay que considerar más allá de las condiciones de diseño establecidas. Superando estos problemas interdisciplinarios y con un gerenciamiento adecuado podemos confirmar que las plantas nucleares son seguras dentro de los límites tolerables.

La seguridad como objetivo:

El objetivo fundamental de la seguridad es proteger a las personas y al ambiente de los daños que provoca la radiación ionizante. Para lograr este objetivo se debe:

- Controlar la exposición de las personas a las fuentes radioactivas como la liberación al ambiente.
- Limitar la probabilidad de eventos que puedan conducir a la pérdida de control del reactor, de la reacción en cadena, de la fuente radioactiva o de cualquier otra fuente de radiación.
- Mitigar las consecuencias de dichos eventos si llegaran a ocurrir.

Para lograr lo arriba mencionado la IAEA ha enunciado los diez principios de seguridad:

Principio 1: Responsabilidad por la seguridad

La responsabilidad primaria recae sobre la persona u organización responsable de la planta y de las actividades que pueden dar lugar a riesgos de radiación

Principio 2: Rol del Estado

Un marco legal y una estructura estatal dedicada a la seguridad incluyendo una autoridad independiente debe implementarse y mantenerse en el tiempo.

Principio 3: Liderazgo y gerenciamiento de la seguridad

Se debe establecer un liderazgo efectivo y gerenciamiento adecuado en lo atinente a la seguridad en todas las organizaciones que tengan plantas o actividades que puedan generar riesgos de radiación.

Principio 4: Justificar las plantas y actividades

Tanto las plantas como las actividades que puedan dar lugar a riesgos de radiación deben ser más beneficiosas que contraproducentes.

Principio 5: Optimizar la protección

La protección debe ser optimizada hasta el mayor nivel posible que pueda razonablemente implementarse.

Principio 6: Limitar el riesgo individual

Se deben implementar medidas para controlar los riesgos de radiación asegurando que ninguna persona soporte un riesgo inaceptable de daño.

Principio 7: Protección de la generaciones presentes y futuras

Tanto las personas como el medio ambiente presente y futuro deben protegerse contra los riesgos de radiación

Principio 8: Prevención de accidentes

Todos los esfuerzos prácticos deben realizarse para prevenir y mitigar los accidentes nucleares o que impliquen riesgos de radiación.

Aquí entra el concepto de defensa en profundidad que implica una combinación adecuada de tres ideas fundamentales a saber:

- a) Gerenciamiento adecuado que ponga el énfasis en la seguridad, junto a una cultura de seguridad.
- b) Una adecuada selección del sitio para emplazar la planta, buen diseño de la misma con márgenes de seguridad adecuados, diversidad y redundancia.
- c) Procedimientos y prácticas operacionales junto con procedimientos de manejo de accidentes.

Principio 9: Preparación y respuesta ante la emergencia

Se deben implementar acciones para estar preparado y con poder de respuesta ante emergencias de origen nuclear o de radiación.

Esto implica tres objetivos fundamentales a saber:

- a) Estar listos y preparados ante la emergencia
- b) Asegurar que todos los incidentes y riesgos de radiación que pueden razonablemente ser previstos tengan una probabilidad de ocurrencia muy baja.

c) Para aquellos incidentes que si van a ocurrir, tomar todas las medidas prácticas para mitigar las consecuencias sobre la salud y vida de las personas y daño al medio ambiente.

Principio 10: Acciones de protección para reducir riesgos de radiación existentes o no regulados

Se deben tomar medidas justificadas y optimizadas para reducir los riesgos existentes o no regulados.

¿Es una planta nuclear segura o no?

La respuesta es: depende.

Si la planta bajo análisis cumple con los diez principios de seguridad enunciados arriba la respuesta es sí.

Complementando a los principios enunciados y aplicándolos tenemos que la planta para ser segura debe cumplir, operar y haber sido diseñada según los siguientes lineamientos básicos:

a) La planta debe haber sido concebida y construida bajo un marco legal con regulación adecuada poniendo el énfasis en la seguridad y en quien es responsable de la misma.

b) El emplazamiento de la planta debe ser el adecuado cumpliendo los criterios de protección radiológica internacionales.

c) Que la planta haya sido concebida, diseñada y construida siguiendo las mejores prácticas y estándares internacionales disponibles. Haciendo hincapié en la protección radiológica, con un sistema integral de calidad asegurada (*QA quality assurance*).

d) Que todo el proceso sea controlado y supervisado por un organismo competente de control independiente del constructor de la planta. Que ambos interactúen para anticiparse a futuros problemas en el proceso de licenciamiento antes que sea demasiado tarde.

e) Que toda la organización encargada del proceso de construcción de la planta priorice la seguridad dentro de un marco de una cultura de seguridad.

f) Que todo el personal este entrenado en forma continua y al mejor nivel posible.

g) Que la operación de la planta se realice dentro de un marco de cooperación nacional e internacional para compartir experiencias y poder brindarlas a los otros miembros (ver misión del WANO).

h) Que la planta este conectada a un sistema eléctrico con suficiente reserva para admitir la parada y mantenimiento de la misma por períodos largos de tiempo.

j) Que haya una predisposición favorable de los operarios a solucionar problemas.

La seguridad es un concepto dinámico que evoluciona con el tiempo. La energía nuclear, como todas las formas de producción de energía, implica riesgos; lo importante es darle la magnitud adecuada a estos riesgos. Esto se puede hacer considerando cuantos accidentes mayores ha habido en función de las horas reactor en funcionamiento y cuantas vidas se han perdido en función de la energía generada.

La figura 10.1 nos indica que en el acumulado de 15000 años reactor en operación hubo solo tres accidentes mayores.

La figura 10.2 toma hasta el año 2000 la relación entre la cantidad de muertes por TWh año generado, observándose claramente que **el nivel menor de muertes corresponde a la energía nuclear**. La producción de energía en base al carbón es muy riesgosa debido a la minería del

mismo junto al transporte. En el caso de la energía hidroeléctrica si bien ha habido pocos accidentes en el mundo los mismos fueron graves tales como el colapso en 1975 de tres presas en China (Banquiao, Shimantan y otras) que provocaron 30000 muertes, junto con 3500 muertes en India entre 1979 y 1980 ante el colapso de dos represas , finalmente 75 muertes en Rusia ante la destrucción de una sala de turbinas.

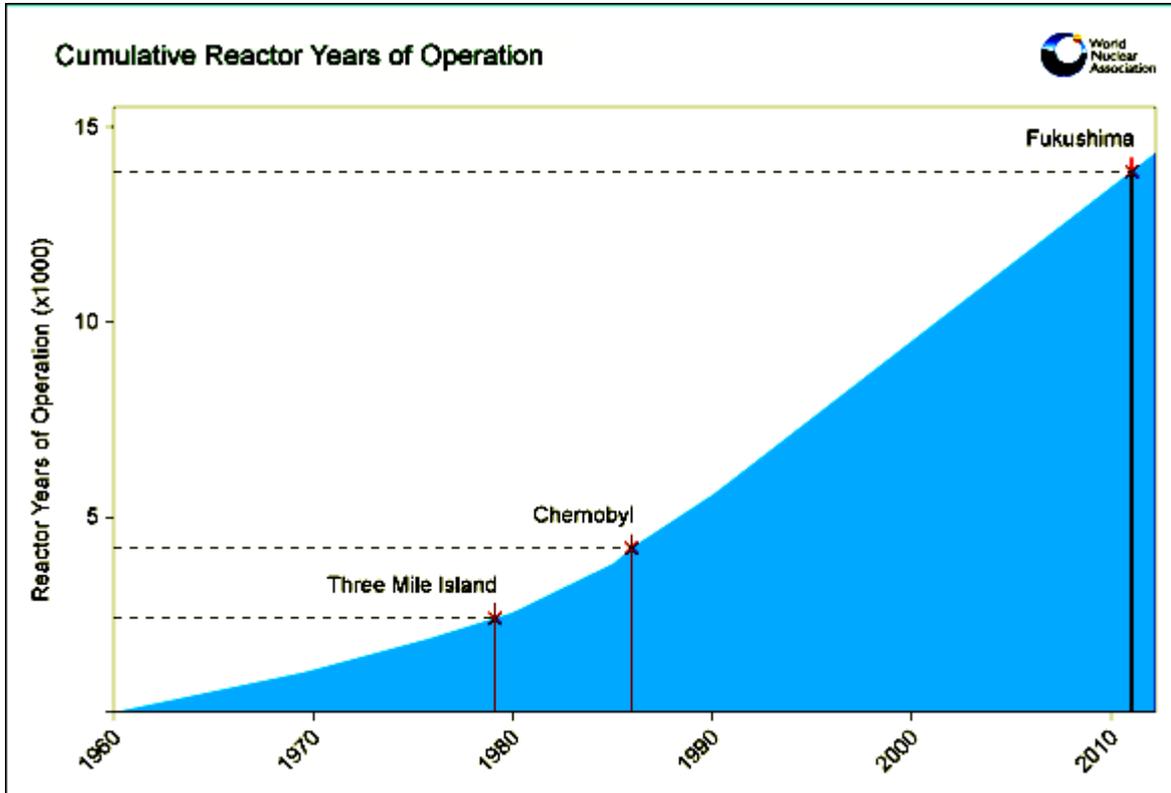


Figura 10.1 Acumulado de años de operación de reactores nucleares indicando los tres mayores accidentes

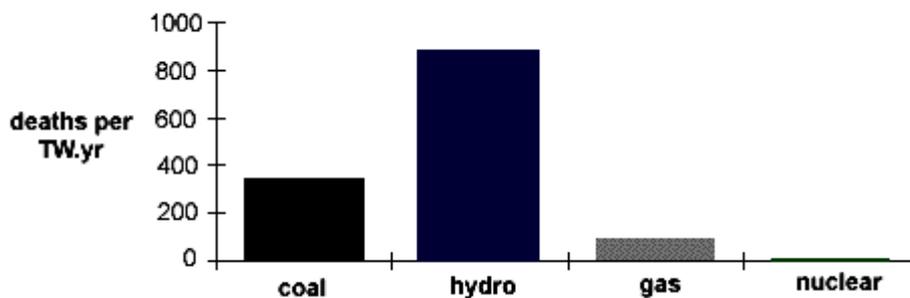


Figura 10.2 Muertes en función de la energía generada de los últimos 40 años considerando 1943 accidentes con más de 5 muertes. Paul Scherrer Institute 1998

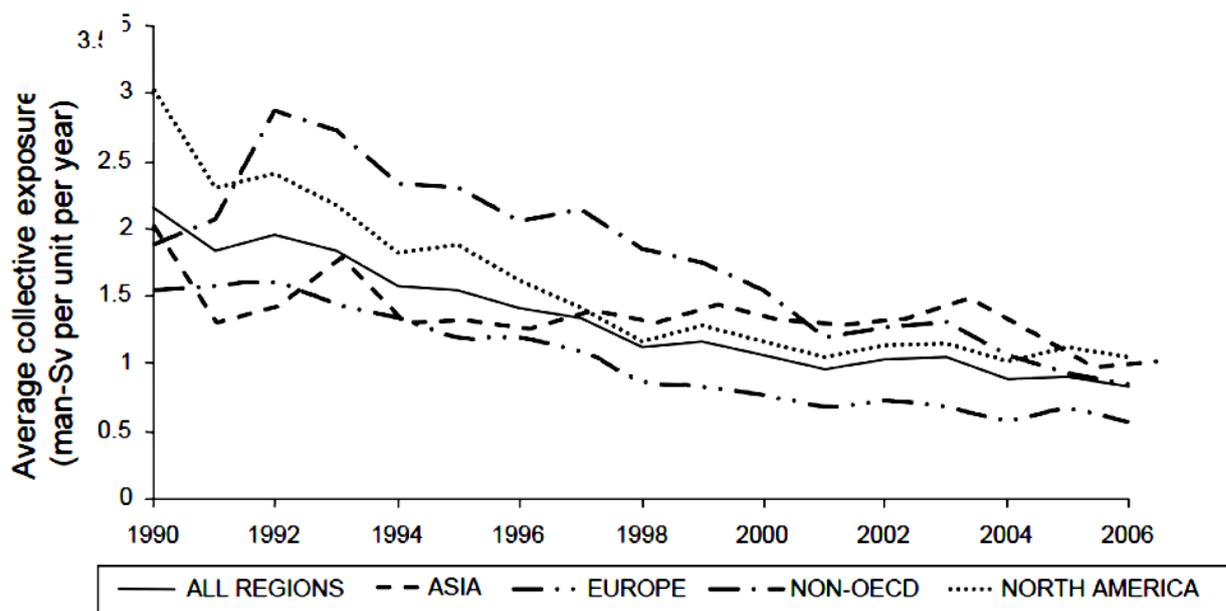


Figura 10.3 Evolución del promedio anual de exposición a radiación del público por reactor en diversas regiones del mundo.

La figura 10.3 es un claro indicador de cómo ha ido disminuyendo la exposición a radiación del público a lo largo de los años y para diversas regiones del mundo. La convergencia a un valor promedio más bajo en de todas las regiones es un indicador que las mejoras implementadas con respecto al mantenimiento, operación y seguridad se han extendido globalmente. Muchas de estas mejoras fueron impulsadas por WANO (World Association of Nuclear Operators).

World Association of Nuclear Operators (WANO).

Luego del accidente de Chernobil en 1986 y atentos a sus consecuencias los operadores de plantas de energía nuclear se reunieron y fundaron en 1989 WANO (World Association of Nuclear Operators) con el objetivo fundamental de trabajar juntos para evitar otro accidente nuclear de este tipo.

La misión de WANO es maximizar la seguridad y confiabilidad de las plantas nucleares en el mundo para asegurar, hacer benchmarking, y mejorar la performance a través de la colaboración mutua, intercambio de información y emulación de las mejores prácticas de la industria. Los programas implementados son cinco:

Revisiones en profundidad (Peer Reviews): son comparaciones entre como opera una planta en relación al resto llevada a cabo por un equipo independiente del operador en cuestión. El resultado es un informe que destaca que esta bien y en que se debe mejorar en lo atinente a seguridad nuclear y confiabilidad de la planta, compartiendo información entre todos los operadores destacando puntos clave en lo relativo a seguridad que permitan mejorar la performance en general de las plantas nucleares. Originalmente se realizaban a todos los operadores cada seis años, pero luego de acontecido Fukushima se esta implementando una vez cada cuatro años. Hay tres tipos de revisiones en profundidad adicionales a las típicas de plantas en operación: antes del startup (antes de llevar a critico el reactor), revisiones a nivel corporativo y seguimiento de revisiones.

Experiencia operacional: todos aprenden de los incidentes ocurridos en otras plantas alertando y permitiendo implementar medidas correctivas. La experiencia demuestra que muchos incidentes

podieron haberse evitado si se hubiera aprendido la lección de lo ocurrido con anterioridad. Existen cinco tipos de reportes de experiencia operacional que por orden de gravedad se listan a continuación: SOERs (Significant Operating Experience Reports), SERs (Significant Event Report), JIT (Just-in-Time), Hot Topics, CEO Updates.

Los SOERs identifican las causas principales de un evento y brindan recomendaciones a los miembros que deberían implementar para evitar situaciones similares en sus respectivas plantas.

Los SERs un reportes de advertencias para fundamentalmente compartir las lecciones aprendidas en una planta con los demás miembros y así todos poder beneficiarse. Compartiendo lo aprendido la probabilidad de eventos similares en otras plantas se reduce notablemente.

Los JIT son resúmenes para ser usados antes de un trabajo en particular.

Los Hot Topic son resúmenes destacando tendencias en la performance o eventos específicos



Figura 10.4 WANO (World Association of Nuclear Operators) programas implementados.

Soporte técnico e intercambio: consiste en cuatro actividades diferentes a saber:

TSMs (Technical Support Missions): se realizan a pedido de un operador en su planta por personal especializado

Indicadores de Performance (Performance Indicators) : esto permite comparar y hacer benchmarking con otras plantas a nivel mundial , se han establecido objetivos a alcanzar para todos los operadores a nivel mundial. Los indicadores miden once parámetros fundamentales: factor de capacidad de la unidad, factor de pérdida de capacidad no planeado, relación de perdida forzada, exposición a radiación colectiva, salidas de servicio no previstas por cada 7000 horas de criticidad, performance del sistema de seguridad, confiabilidad del combustible, performance química, factor de pedida relacionado con la red eléctrica, tasa de accidentes en la industria, y tasa de accidentes y seguridad de contratistas de la industria.

Principios, lineamientos y buenas prácticas: han sido desarrollados para que los operadores puedan alcanzar la excelencia en la performance de ciertas áreas, hay treinta principios fundamentales y más de cien lineamientos disponibles para los operadores.

Intercambios entre operadores: es un intercambio directo de información entre los operadores con el objeto de mejorar la seguridad y la confiabilidad de las plantas.

Desarrollo técnico y profesional: permite mejorar las habilidades para evitar accidentes comparando como trabaja cada operador y tratando de emular las mejores prácticas.

Indicadores de Performance y sus implicancias en la seguridad:

Dada la importancia de los indicadores de performance se analizan a continuación cada uno de ellos. WANO ha establecido una serie de objetivos a alcanzar para el año 2015 unidad por unidad y para toda la industria en general.

WORLD WIDE STATUS	A Diciembre del 2012	
Indicador clave	% de cumplimiento con el objetivo (100%)	% Total de los sistemas que han logrado mejorar y mantener una performance satisfactoria (100%)
CRE (Collective radiation dose)	83,3	-----
FLR (Forced loss rate)	80,7	-----
ISA (Industry safety accident rate)	86,1	-----
SSPI (Safety system performance)	97,6	63,9

Tabla 10.1 Objetivos a largo plazo de indicadores de performance WANO 2012

1) Paradas no previstas por cada 7000 horas: es un indicador de las paradas automáticas por cada año de trabajo aproximadamente, estas paradas imprevistas provocan transitorios térmicos e hidráulicos. Cuanto menor sea mejor.

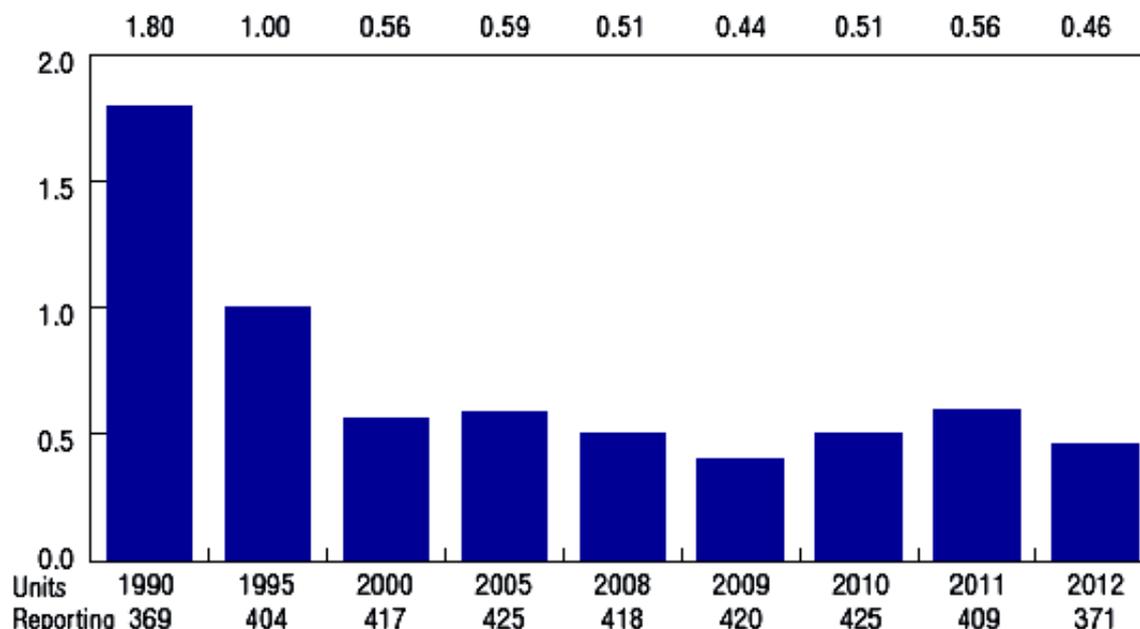


Figura 10.5 WANO Unplanned Automatic Scrams per 7000 hours critical

2) Indicador de accidentes vinculados a la seguridad: es un indicador que evalúa el número de accidentes entre los operarios que implican pérdida de horas de trabajo, trabajo restringido y fatalidades por cada 200000 horas hombre. La industria nuclear es una de las más seguras en lo referido a seguridad laboral.

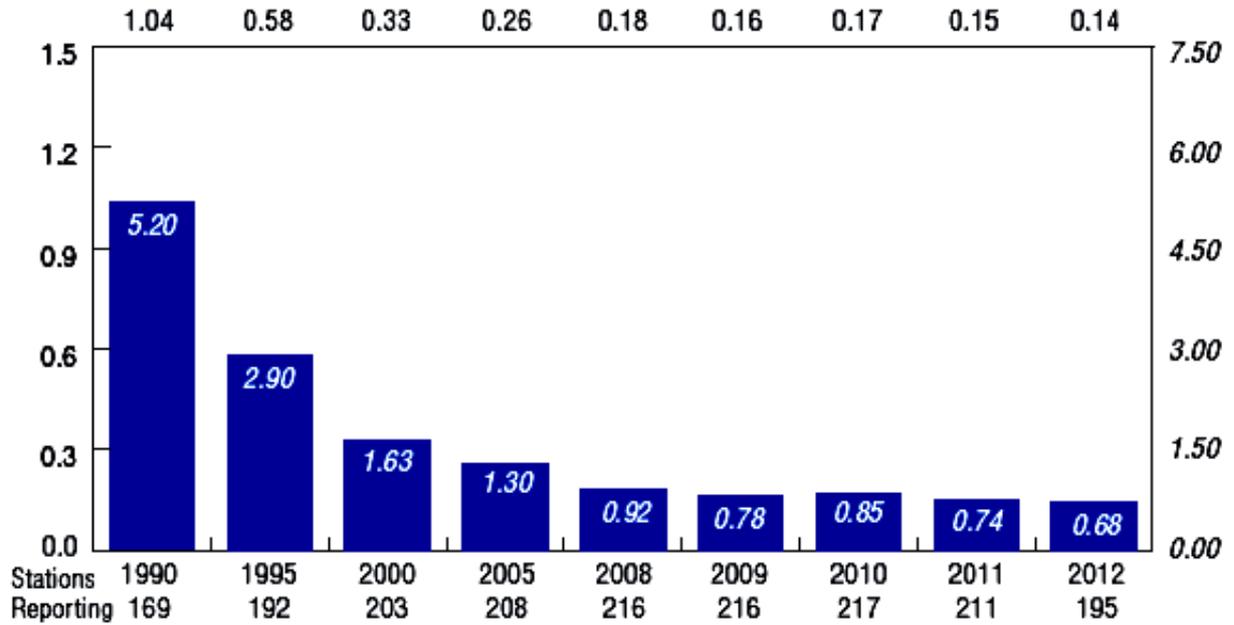


Figura 10.6 WANO Industrial Safety Accident Rate.

3) Nivel de exposición a radiación colectiva: medie los la efectividad del controles a la exposición radioactiva de los operarios trabajando en diversos tipos de plantas como los BWRs, PWRs, PHWRs, LWGCRs (*Light Water-Cooled Graphite Reactors*), AGRs, y GCRs. Es un indicador además de la importancia que el gerenciamiento de la planta le da al control de la exposición. Los LWGCRs (típicamente rusos) son los de mayores niveles de exposición a radiación).

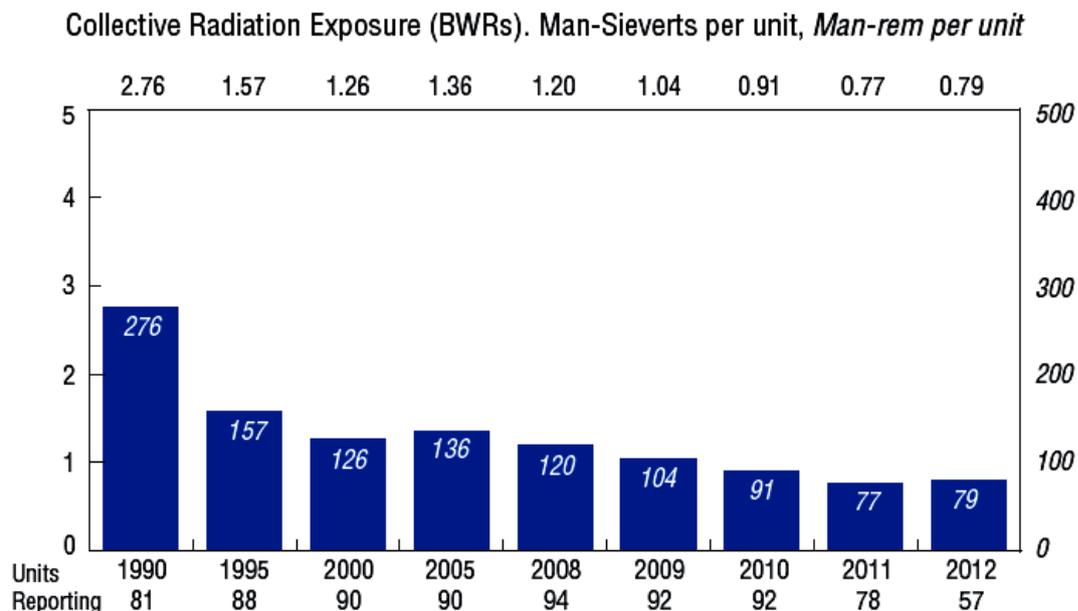


Figura 10.7 WANO CRE para BWRs (Índice de exposición a radiación colectiva para los BWR)

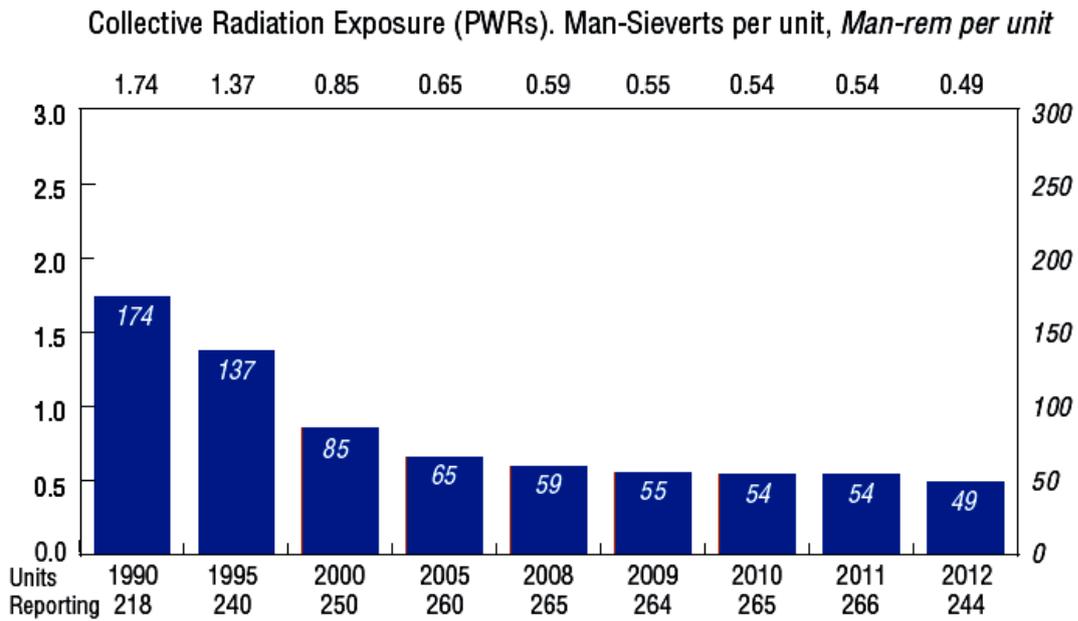


Figura 10.8 WANO CRE PWRs (Índice de exposición a radiación colectiva para los PWR)

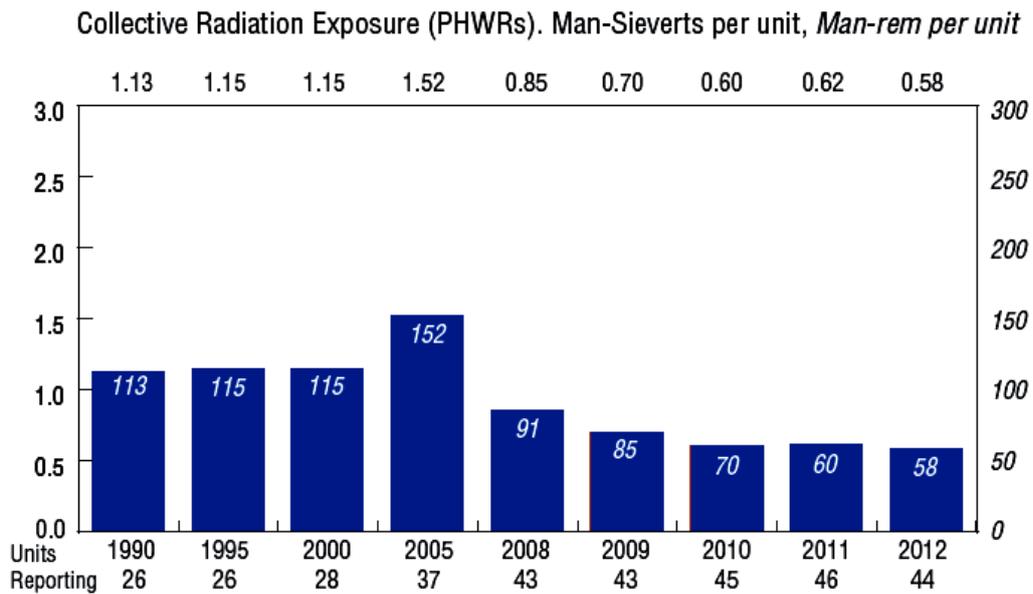


Figura 10.9 WANO CRE para PHWRs (Índice de exposición a radiación colectiva para los PHWR)

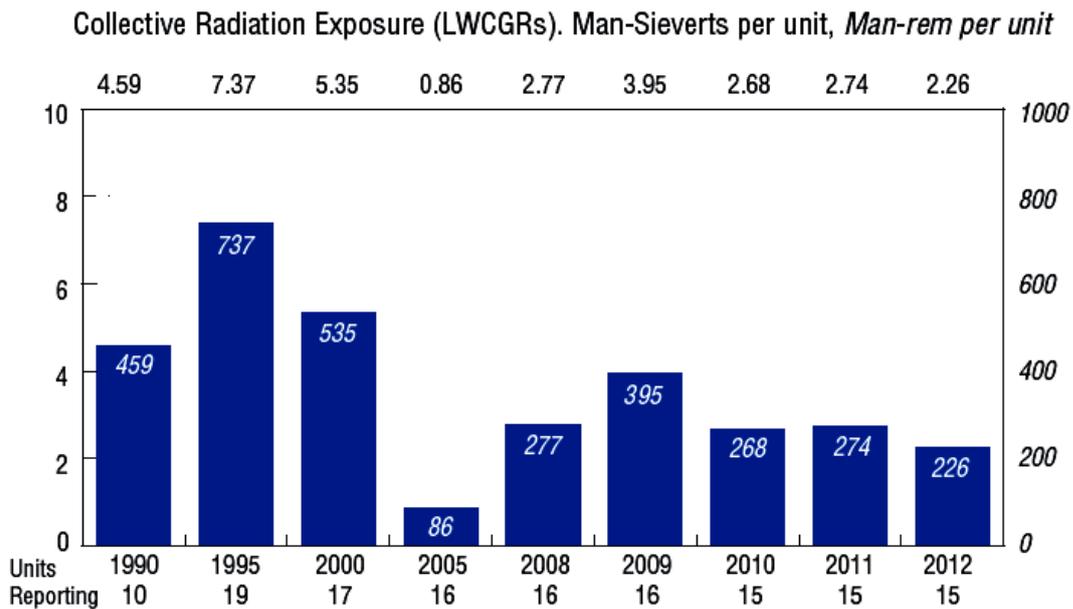


Figura 10.10 WANO CRE para LWCGRs (Indice de exposición a radiación colectiva para los LWCGRs)

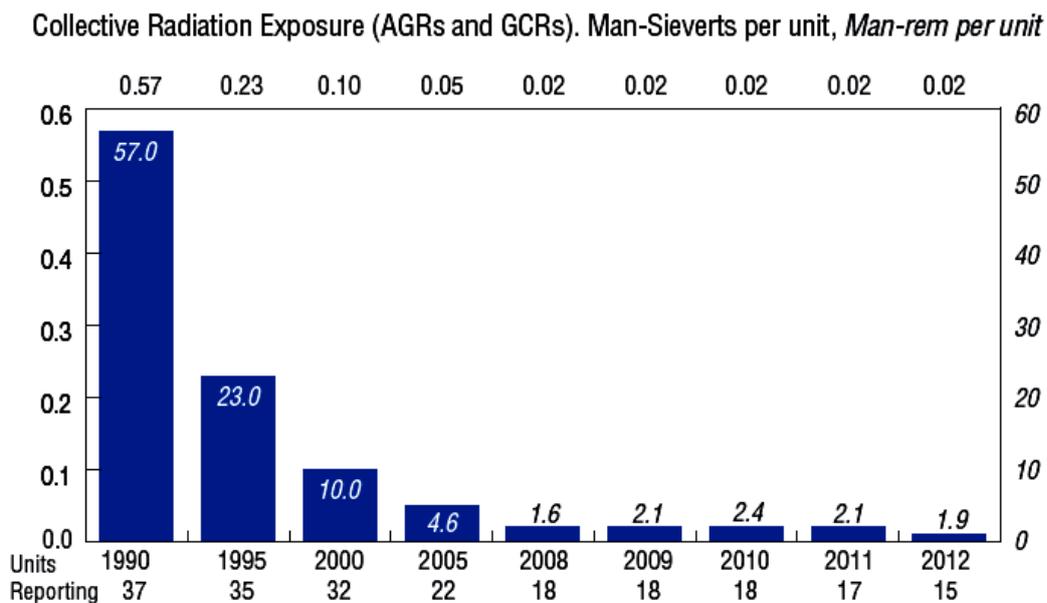


Figura 10.11 WANO CRE para AGRs y GCRs (Índice de exposición a radiación colectiva para los AGRs y GCRs)

4) Factor de capacidad: es un porcentaje del máximo valor de energía que la planta puede suministrar a la red y que solo se limita por factores internos a la planta. Es un indicador de los programas implementados para reducir las pérdidas de energía no previstas y optimizar la producción de energía. Cuanto más se acerque al 100% mejor

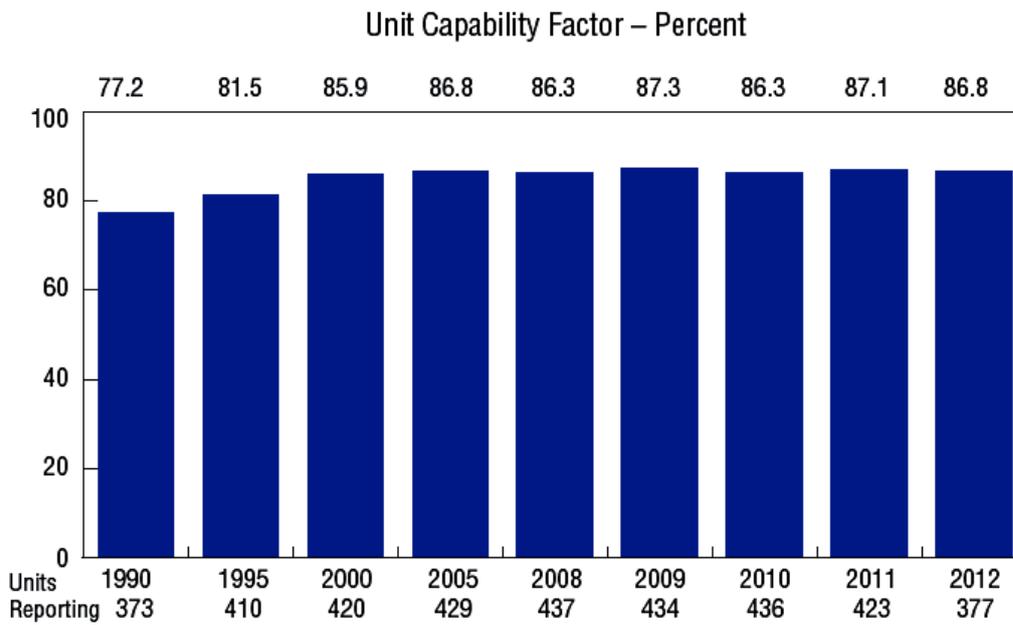


Figura 10.12 WANO Unit Capability Factor

5) Factor de pérdida de capacidad no planeada: es un porcentaje del máximo de energía que la planta puede suministrar y lo que deja de proveer debido a pérdidas no planeadas. Cuanto menor sea mejor.

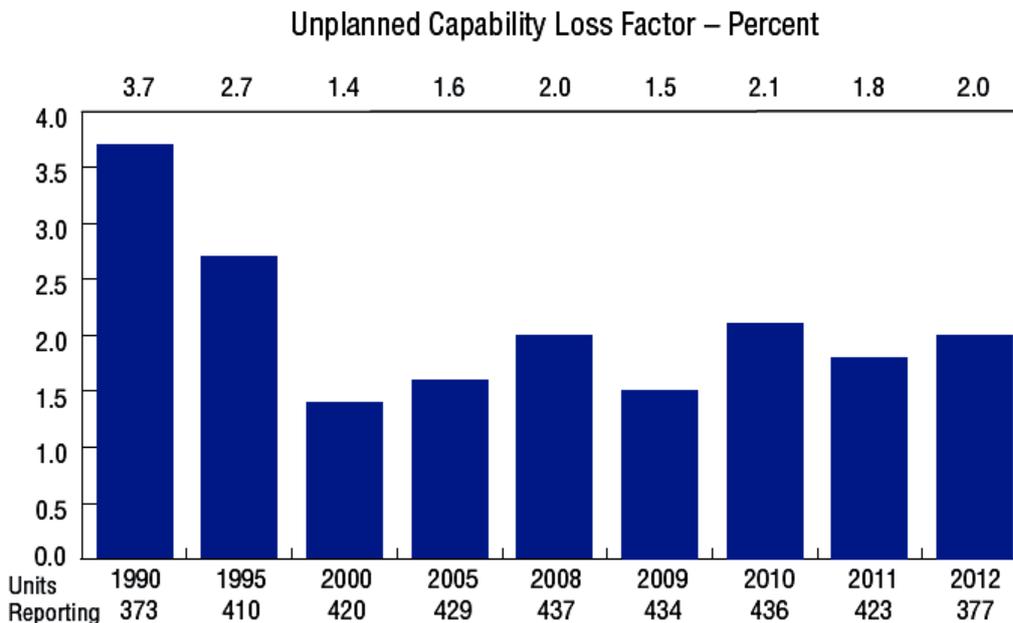


Figura 10.13 WANO Unplanned Capability Loss Factor

6) Factor de pérdida forzada: es un porcentaje de la energía generada que la planta no puede suministrar a la red debido a pérdidas de energía no planeadas. Un bajo porcentaje indica que el equipamiento de la planta está bien mantenido y operado de manera confiable.

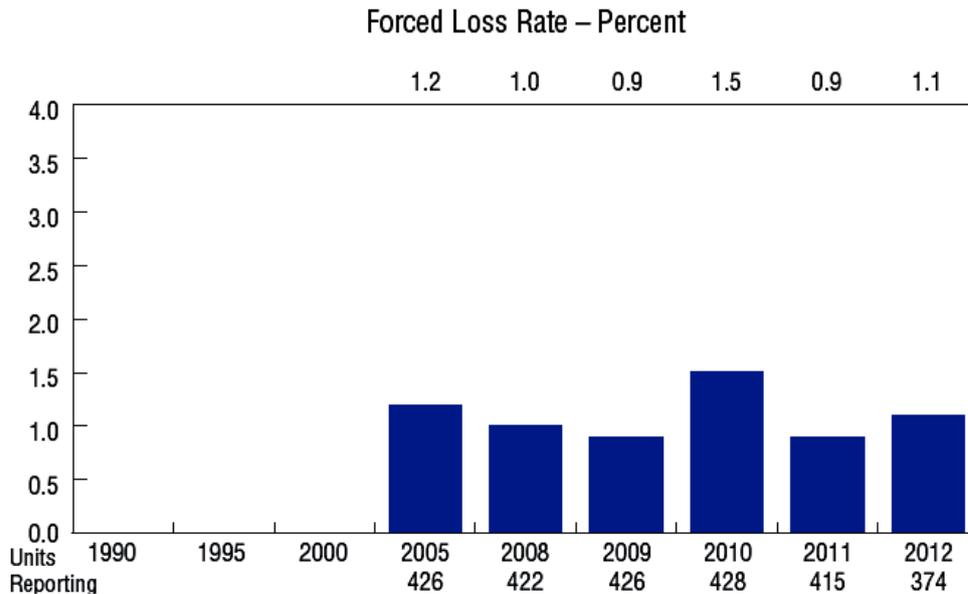


Figura 10.14 WANO Forced Loss Rate

7) Performance del sistema de seguridad: monitorea la disponibilidad de tres sistemas independientes de seguridad, en aquellos casos de estar estos sistemas bien mantenidos, la probabilidad de su capacidad de mitigar eventos adversos es mucho mayor

8) Confiabilidad del combustible: monitorea las vainas de combustible para prevenir defectos. Si las vainas están bien la posibilidad de consecuencias radioactivas es menor.

9) Performance química: monitorea los parámetros vinculados a retardar el deterioro de ciertos componentes de la planta.

10) Factor de pérdidas vinculadas a la red eléctrica: es un porcentaje de la energía máxima que la planta no pudo suministrar a la red por motivos ajenos a ella.

11) Tasa de accidentes y seguridad de contratistas de la industria: mide la cantidad de accidentes, pérdida de horas hombre, trabajo restringido y fatalidades por cada 200000 horas hombre trabajadas.

Todas las plantas nucleares reportan y comparten estos indicadores a través de WANO . NASA (Nucleo Eléctrica Argentina SA) es miembro de WANO categoría 1era para sus tres plantas : Atucha I y II , Embalse.

Todos los operadores de plantas nucleares son miembros de WANO y esto implica un doble responsabilidad:

Responsabilidad individual de mejorar la propia seguridad y confiabilidad de su planta

Responsabilidad colectiva para ayudar a otras plantas

Ya que un accidente nuclear grave perjudica a toda la generación de energía nuclear

A manera de ejemplo la siguiente tabla refleja estos índices a lo largo de los últimos años para las plantas nucleares de EDF (*Électricité de France*).

Indicator	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	2013
Number of significant nuclear safety events graded 1 and greater on INES per reactor ¹	0.88	0.76	1.22	0.80	1.15	1.17	1.17	0.91	1.55	1.19
Number of significant nuclear safety events graded 0 and greater on INES per reactor ¹	7.62	9.54	10.21	10.80	10.34	10.93	10.45	10.57	11.90	11.60
Number of cases of non-compliance with the operational technical specifications, per reactor	1.16	1.48	1.55	1.70	1.70	1.39	1.55	1.36	1.52	1.34
Number of alignment errors ² , per reactor	0.50	0.66	0.69	0.57	0.62	0.53	0.77	0.71	0.70	0.66
Number of reactor trips (per 7,000 hours of criticality ³)										
• Automatic	1.01	0.93	0.89	0.87	0.51	0.71	0.69	0.50	0.55	0.59
• Manual	0	0	0	0	0	0	0.01	0.05	0.03	0.03
Average operational collective dose, per nuclear unit in service (in man-sieverts)	0.79	0.78	0.69	0.63	0.66	0.69	0.62	0.71	0.67	0.79
Personal exposure:										
• Number of individuals with doses above 20 mSv	0	0	0	0	0	2	0	0	0	0
• Number of individuals with doses between 16 and 20 mSv	73	28	17	20	14	10	3	2	0	0
• Number of individuals with doses between 14 and 16 mSv	-	-	-	-	-	-	-	-	-	8
Number of significant radiation protection events	177	173	112	99	107	102	91	92	114	116
Availability (%)	82.8	83.4	83.6	80.2	79.2	78.0	78.5	80.7	79.7	78.0
Forced loss rate (%)	3.5	3.2	3.3	3.7	4.4	4.6	5.2	2.2	2.8	2.6
Occupational accident rate with sick leave (per million hours worked) ⁴	5.5	5.5	5.6	4.6	4.4	4.3	4.1	3.9	3.5	3.3

Tabla 10.2 Indicadores de Performance para plantas nucleares de EDF WANO 2012

Hacia a donde vamos en materia de seguridad en plantas nucleares:

La evolución de los reactores de segunda generación en funcionamiento en el mundo da pie a la tercera generación GEN III y la generación GEN III+ en los cuales se mejoran los sistemas de seguridad y el diseño de los mismos para asegurar mejoras significativas en la seguridad (seguridad pasiva en vez de activa), mejor eficiencia y menor costo de construcción. Los objetivos son básicamente dos:

- Permitir el apagado del reactor aun cuando falle el sistema de protección del mismo.
- Permitir el enfriado a largo plazo de la planta aun sin circulación forzada del refrigerante.

Si bien cada país tiene sus propias regulaciones, la tercera generación tiene las siguientes características básicas:

- a) Un diseño estándar (en Estados Unidos hay 104 diseños de reactores PWR y BWR de la generación II aprobados, mientras que solo dos diseños de la generación III el Westinghouse AP600 y el AP1000).
- b) Un diseño más simple y robusto, simplificando la manera de operar al reactor y haciéndolo menos vulnerable ante fallas operacionales.
- c) Mayor disponibilidad operativa y mayor vida útil (60 años en vez de 40).
- d) Reducción de la probabilidad de daño al núcleo del reactor. La NRC (*National Regulatory Commission US*) ha calculado la probabilidad de daño al núcleo CDF de las plantas existentes en 1 en 10000 para la generación II en operación y de 1 en 100000 para la nueva generación III).
- e) Mayor tiempo de gracia luego de una parada de la planta, llegando hasta 72 horas sin necesidad de intervención del operador.
- f) Mayor resistencia al impacto catastrófico de un avión.
- g) Mayor grado de quemado del combustible y en forma más eficiente, reduciendo la cantidad de desechos producidos
- h) Mayor uso de venenos de neutrones en las barras combustibles para prolongar su vida útil.

En Europa la regulación exige una estructura que retenga al núcleo en caso de fundirse y luego enfriarlo.

Por otro lado la NRC requiere que los diseños incluyan las siguientes características:

- Sistemas de parada confiables, menos complejos y bajo los principios de seguridad intrínseca o pasiva.
- Sistemas de seguridad simples y directos que operen con menos maniobras a ser realizadas por el operador y que le permitan al mismo determinar las condiciones de reactor.
- Solución concurrente de los requisitos de seguridad física y operacional que redunde en un sistema integral más simple y que requiera menor cantidad de acciones del operador.
- Mayor seguridad ante impactos de aviones en lo referido a dañar la contención y la pérdida de enfriamiento del núcleo.
- Mayor seguridad ante el impacto de un avión en lo referido a la integridad de las piletas de combustible quemado.

Dentro de las medidas de seguridad pasiva implementadas en la tercera generación se destaca la posibilidad de despresurizar el sistema primario a tiempo para que las reservas de agua fría dentro de la contención puedan usarse en el proceso de refrigeración del núcleo

La siguiente tabla enumera los distintos tipos de reactores térmicos de tercera generación en construcción y en etapas de certificación y diseño.

En la figura 10.4 se observa que una comparativa entre el reactor AP1000 de tercera generación vs un clásico PWR de segunda generación. Se observa que el AP1000 es de una construcción más simple con muchos menos elementos que puedan fallar.

País	Reactor	MWe	Avance de diseño
USA-Japón (GE-Hitachi-Toshiba)	ABWR	1380	Operan en Japón desde 1997, Certificados en USA por NRC en 1997
USA (Westinghouse)	AP 600 / AP 1000 (PWR)	600 1000	AP 600 certificado por NRC en 1999 AP 1000 certificado por NRC 2005 En construcción en China
EU (Areva NP)	EPR US-EPR (PWR)	1750	Estándar y diseño frances Se están construyendo en Finlandia, Francia y China. En proceso de certificación en USA
USA (GE-Hitachi)	ESBWR	1600	Desarrollo posterior al ABWR en proceso de certificación en USA
Japón (Mitsubishi)	APWR US-APWR EU-APWR	1530 1700 1700	En etapa de diseño básico
Corea del Sur Westinghouse	APR 1400 (PWR)	1450	En construcción
China	ACC1000	1150	Desarrollo basado en el diseño francés de 900MWe
EU (Areva NP)	Atmea 1 (PWR)	1150	Diseño francés aprobado a diciembre 2012
Rusia	VVER-1200 (PWR)	1200	En construcción en Leningrado y en las plantas del Báltico
Canada (Candu Energy)	Enhanced CANDU6	750	Modelo mejorado , el diseño esta bajo revisión
China	HTR-PM	2x105	Planta piloto en construcción (HTR reactor refrigerado por gas de alta temperatura y moderado por grafito)

Tabla 10.3 Reactores de tercera generación térmicos (World Nuclear Association 2014)

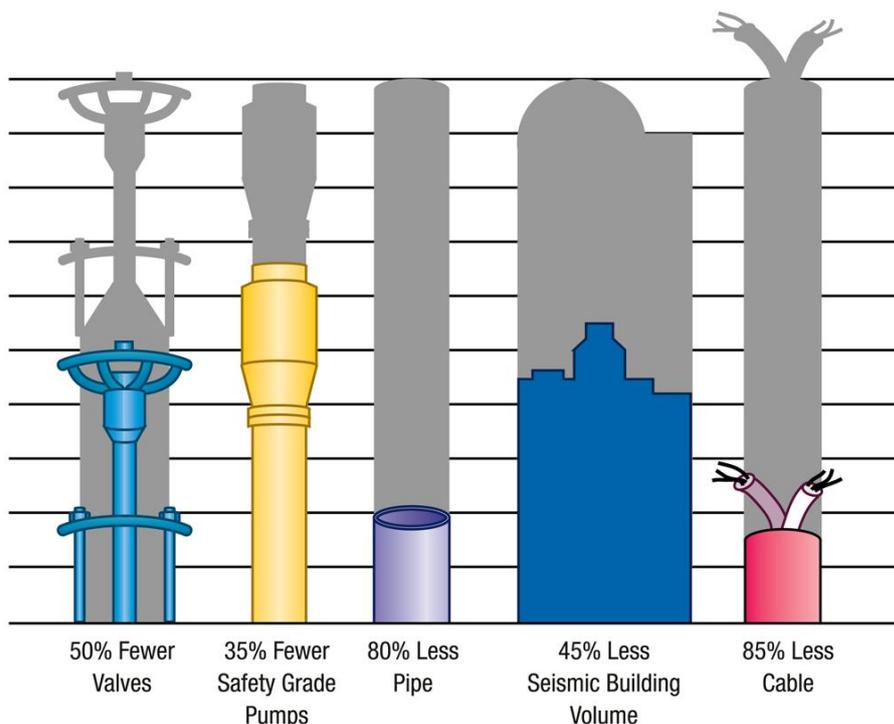


Figura 10.15 El reactor AP 1000 de Westinghouse en comparación con un PWR de segunda generación (Westinghouse AP 1000 brochure)

El cierre y el decommissioning de las plantas nucleares:

Una de las grandes dudas que surgen respecto de la energía nuclear es que hacer con la planta una vez que ha concluido su vida útil. Surgen dos posibilidades a saber: extenderles la vida útil de los cuarenta años originalmente previstos a sesenta o más como en el caso de Embalse con el proyecto de extensión de vida o cerrar la planta y realizar el “decommissioning”. Es un proceso complejo que no es la simple demolición de una planta nuclear, implica primero retirar el material altamente radioactivo, para luego seguir un procedimiento que termina restituyendo a su estado anterior el sitio de emplazamiento de la planta. Se basa en separar los materiales no contaminados por radiación de los que si están y a estos separarlos en base a los diversos grados de contaminación (baja, media y alta) junto con el tratamiento adecuado y su disposición final.

Existen tres métodos para el proceso de “decommissioning”:

-Desmantelamiento inmediato: se remueven o descontaminan las partes del reactor y de la estructura contaminadas de inmediato al cerrar la planta., para luego tratar el resto como no contaminado. Esto aprovecha la experiencia de los operarios de la planta en cuestión.

-Almacenamiento seguro o desmantelamiento diferido: luego de retirar el material combustible y vaciar los fluidos contaminados se asegura la planta para un posterior desmantelamiento dejando que la radiación decaiga con el tiempo. Se debe monitorear la planta. El diferimiento temporal del proceso de desmantelamiento puede variar de 10 a más años, y como la radiación decae el proceso de desmantelar resulta menos peligroso para los operarios.

- Sepultar en acero y hormigón: luego de remover el combustible los componentes radioactivos son sellados en hormigón y acero permitiendo que la radiación decaiga y que se le pueda dar uso a la tierra. Se requiere un monitoreo en el tiempo de la planta y se reduce notablemente el riesgo

de exposición a fuentes de radiación de los operarios. Es un método relativamente nuevo solo ha habido cinco casos.

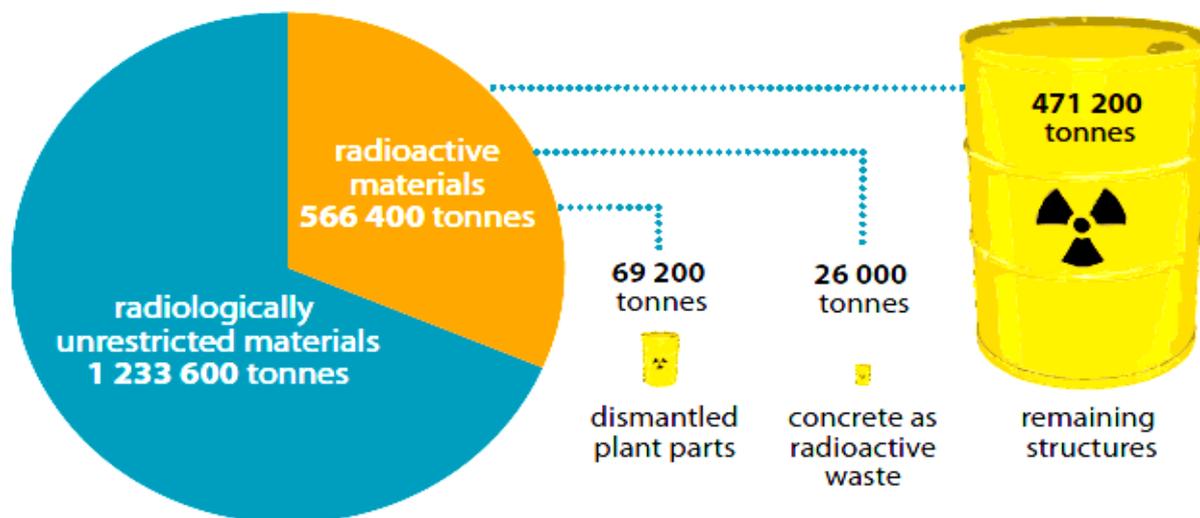


Figura 10.16 En el proceso de decommissioning de la planta nuclear Greifswald en Alemania se generaron residuos radiactivos 566400 t. y residuos no radiactivos 1233600 t. Los residuos radiactivos se pueden dividir en estructuras desmanteladas 69200 t , hormigón 26000 t y el resto de las estructuras contaminadas 471200t. (The Greifswald Nuclear Power Plant Site)

Alrededor de 85 reactores comerciales, 45 prototipos y más de 250 reactores experimentales han dejado de operar. De estos 15 han sido totalmente desmantelados, 50 están siendo desmantelados, otros 50 están en la condición de almacenamiento seguro, cinco han sido sepultados en hormigón/acero y para el resto aún no se ha determinado la estrategia más conveniente para su decommissioning.

El costo depende del proceso adoptado y de los tiempos involucrados que pueden llegar a veinte años o más. Estos costos deben ser previstos. Un orden de magnitud de los mismos en base a la experiencia en Estados Unidos es de 500 millones de USD por reactor al año 2012 lo que equivale a un 50% del costo de instalación. En el caso de Europa más particularmente en Francia el costo se elevó a 500 millones de Euros y luego de veinte años el proceso no ha terminado aún (más de un 75% del costo de instalación).

La clave en el costo de decommissioning está en el diseño adecuado de la planta para reducir la cantidad de material contaminado y permitir una fácil separación del material no contaminado. Reduciendo la cantidad de desechos contaminados se reduce notablemente el costo del decommissioning.

Luego del decommissioning de las plantas de la primera generación se ha concluido que el costo del mismo hubiese sido muchísimo menor si se hubiere previsto este proceso desde un principio. Las nuevas generaciones ya incorporan los planes para el decommissioning y los mantienen actualizados durante toda la vida de la planta.

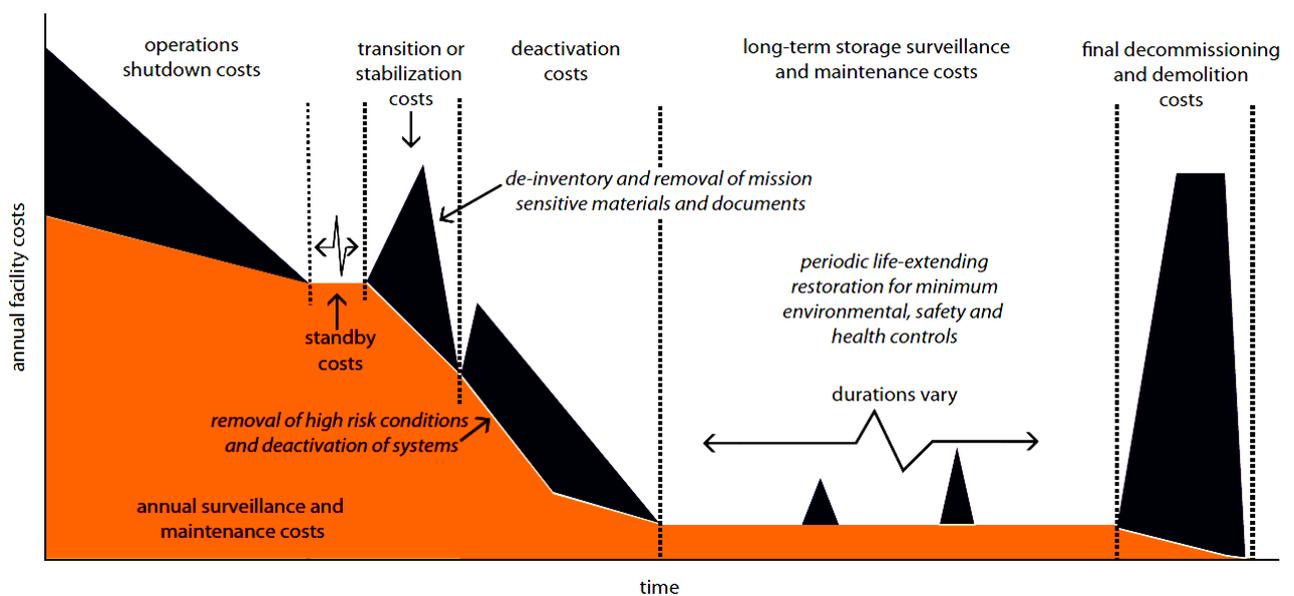


Figura 10.17 El costo del proceso decommissioning tiene un pico al principio con el cierre de la planta (retiro del combustible y vaciado de fluidos para asegurar la planta) y un pico al final al terminar el proceso con la demolición y decommissioning final. En el medio o período de almacenamiento seguro los costos son mucho menores. El análisis de estos costos en el tiempo es un factor importante en la toma de decisiones respecto a los tiempos involucrados en el proceso total (DOE 2010)

Palabras finales:

El diseño adecuado es fundamental durante toda la vida útil de una planta nuclear desde su concepción, hasta el decommissioning final. No todas las plantas nucleares son iguales, la seguridad de las mismas está estrechamente vinculada al diseño. Como la seguridad es un concepto dinámico que evoluciona con el tiempo las plantas requieren mejoras que un diseño adecuado permite implementar más fácilmente. La seguridad es un concepto integral en la que el diseño es un pilar fundamental junto al gerenciamiento adecuado, al control regulatorio exhaustivo y a una cultura de seguridad imperante en toda la planta.

Es mi opinión personal que las plantas nucleares en general son muy seguras, pero entiendo que el público en general no olvida lo acontecido en Chernobil y en Fukushima. El mal manejo de lo acontecido en Chernobil no debería volver a ocurrir, la mitigación de sus consecuencias pudo haber sido mucho más efectiva priorizando la vida de la gente y en especial de los niños, que al tomar leche contaminada multiplicaron por quince su tasa de cáncer de tiroides, pero eran tiempos de la ex Unión Soviética en la que ningún operador hubiera podido negarse a realizar un ensayo previsto por la superioridad aún a costa de los riesgos de seguridad existentes. A diferencia con Three Mile Island en la que evidentemente no se le dio ninguna importancia a las pérdidas constantes de la válvula del presurizador que siempre estaba caliente a ambos lados, en una palabra la seguridad estaba muy relajada ya que en general nunca pasaba nada grave. Respecto de Fukushima se sabía con varios años de antelación que la capacidad para frenar tsunamis de más de 6 metros de altura era inadecuada y que estos se dan en Japón cada 12 a 15 años en forma regular, aquí falló la

regulación y el control. Sintetizando en los tres accidentes graves las causas no solo fueron técnicas o de diseño, hubo factores inherentes al ser humano que no se manejaron adecuadamente.

Ahora sí tratamos de mirar a la distancia la energía nuclear respecto de otras fuentes de energía como los combustibles fósiles vemos que la aversión del público es similar a la aversión a las catástrofes aéreas respecto de los cotidianos accidentes de tránsito aunque estos produzcan muchísimas más muertes.

Bibliografía:

Nuclear Safety by Gianni Petrangeli USA 2006 publicado por Elsevier Butterworth-Heinemann ISBN 13: 978-0-7506-6723-4

Risk and Safety by John Lee and Norman McCormick USA 2011 publicado por John Wiley & Sons Inc ISBN 9781-118-4346-2.

IAEA Fundamental Safety Principles STI/PUB/1273 2006 ISBN 92-0-110706-4

US NRC decommissioning www.nrc.gov/decommissioning.

World Nuclear Organization www.world-nuclear.org/info/nuclear-fuel-cycle/nuclear-wastes/decommissioning

AP 1000 Westinghouse www.ap1000.westinghousenuclear.com/

United Nations Environmental Programme Year Book 2012 Chapter two: Closing and Decommissioning Nuclear Power Reactors by Jon Samseth www.unep.org/yearbook/2012

WANO Performance Indicators 2012WANO_PI-eng_web-SP.pdf

WANO The Inspector General's Report On Nuclear Safety and Radiation Protection 2012 www.wano.info/

LISTA DE TABLAS

Numero	Contenido	Pagina
1.1	Energías emitidas y recuperadas de los productos de fisión del U235. Murray página 71	16
1.2	Propiedades de los moderadores. Bodansky página 161	17
2.1	Características de los reactores de segunda generación. Adaptado de Bodansky página 172	23
2.2	Reactores nucleares en construcción al 2010 Standard & Poor's Credit Research 2010 , Global Nuclear Power Development Offers Lessons for New U.S. Constructions	36
2.3	Cuarta generación , desarrollos en curso World Nuclear Association Generation IV Reactors www.world-nuclear.org/info/...	37
3.1	Norma AR 10.1.1 de seguridad radiológica. Autoridad Regulatoria Nuclear Argentina , Normas Regulatorias www.arn.gov.ar	39

4.1	Accidentes severos y sus consecuencias más significativas. Petrangeli página 60	65
5.1	Concepto de defensa en profundidad IAEA INSAG-10 1996 página 6 www-pub.iaea.org/publications/PDF/...	66
5.2	División de PIE en base a su probabilidad de ocurrencia IAEA SSG-2 página 8	71
5.3	Opción de combinaciones de datos de entrada y códigos computacionales. IAEA SSG-2 página 11	72
5.4	Probabilidad de no recuperar el funcionamiento de un componente. Petrangeli página 99	78
5.5	Tasas de falla. Petrangeli página 104	79
5.6	Comparación entre árbol de fallas y árbol de eventos. En base al Petrangeli capítulo 11	80
7.1	Limites de dosis efectivas de exposición según diferentes agencias. En base a ARN norma AR10.1.10 Rev 3 , IAEA Safety Series N°15 , IRCP Pub 60 y Pub 103 , EU Euratom Basic Safety Standards 96/29	97
7.2	Central de Fukushima Daiichi. En base a Fukusima Nuclear Accident Analysis Report TEPCO Japan 2012 www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/...	98
7.3	Nivel del tsunami. En base a Fukusima Nuclear Accident Analysis Report TEPCO Japan 2012 www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/...	100
7.4	Secuencia de eventos en las unidades 1,2 y 3 de Fukushima. En base a Fukusima Nuclear Accident Analysis Report TEPCO Japan 2012 www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/...	100
8.1	Mejora en el costo de generación en Atucha I en base al uso de ULE. Uranio Levemente Enriquecido en Atucha I Carla Notari, Francisco C. Rey www.cnea.gov.ar/xxi/energe/b6/ind6.asp	103
8.2	Requisitos sísmicos de Atucha I y II . En base al Informe Nacional Sobre Seguridad Nuclear ARN 2010	115
8.3	Características de un tornado clase F3. En base al Informe Nacional Sobre Seguridad Nuclear ARN 2010	117
8.4	Comparación entre Atucha I y Atucha II . En base al Informe Nacional Sobre Seguridad Nuclear ARN 2010	121
8.5	Datos básicos de Central Nuclear Embalse CNE. En base al Informe Nacional Sobre Seguridad Nuclear ARN 2010	139
8.6	Parámetros sísmicos de Embalse En base al Informe Nacional Sobre Seguridad Nuclear ARN 2010	141
8.7	Funciones y sistemas de seguridad de CAREM. En base al Informe Nacional Sobre Seguridad Nuclear ARN 2010	150
9.1	Niveles de riesgo según criterio inglés informe HSE 1988. www.onr.org.uk/tolerability.pdf	155
9.2	Reducción del tiempo de vida, costos de salud y totales diversas fuentes. Petrangeli página 248	155
9.3	Fatalidades severas. Comparing Nuclear Accident Risk with Those from Other Energy Sources OECD 201 NEA N° 6861 ISBN 978-92-64-99122-4 página 35 http://www.oecd-nea.org/ndd/reports/2010/nea6862-comparing-risks.pdf	159
10-1	Objetivos a largo plazo de indicadores de performance. 2012WANO-PI-eng_web-Sp.pdf	166
10-2	Indicadores de performance para las plantas de EDF . The-Inspectpr-Generals-report-om-Nuclear-Safety-and-radiation-protection.pdf WANO 2012	172

10-3	Reactores de tercera generación térmicos (World Nuclear Association 2014)	174
A1-1	Factor de calidad Q de los diversos tipos de radiación http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part020/part020-1004.html .	191
A1-2	Resumen de unidades de radiación.	192
A4-1	Evolución de los BWR en el tiempo hasta los ABWR	229
A4-2	BWR6 vs ABWR mejoras implementadas http://www.ge-energy.com/content/multimedia/files/downloads/ABWR%20General%20Description%20Book.pdf	230

LISTA DE FIGURAS

Fig.	Contenido	Página
1.1	Las tres radiaciones y sus trayectorias en un campo magnético. http://thales.cica.es/rd/Recursos/rd99/ed99-0226-01/capitulo5a.html	11
1.2	Energía de enlace por nucleón en función del número de masa A. Chang página 974	12
1.3	Energía de enlace nuclear en el átomo de hidrógeno. http://2012books.lardbucket.org/books/principles-of-general-chemistry-v1.0/s24-04-thermodynamic-stability-of-the.html	13
1.4	Fisión del U235 Chang página 981	13
1.5	Reacción en cadena. http://energianuclear.webcindario.com/tipos.html	14
2.1	Generaciones de reactores nucleares. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems U.S. DOE Dec 2002 página 5 GIF-002-00	19
2.2	Cantidad de reactores nucleares. Nuclear Power Reactors IAEA , Viena 2013 ISBN 978-92-144110-2 PRIS Power Reactor Information System IAEA http://www.iaea.org/pris/home.aspx	22
2.3	Esquema de una instalación de un PWR. http://holbert.faculty.asu.edu/eee460/pvnqs.jpg	24
2.4	PWR elementos constitutivos básicos. Kenneth D Kok página 14	25
2.5	Recipiente de presión, barras de control y núcleo de un PWR. http://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/7/7d/Reactorvessel.gif	25
2.6	Generador de Vapor. http://nuclearstreet.com/images/img/steamgen.jpg	26
2.7	Presurizador. Kenneth D Kok página 23	26
2.8	Paquete de elementos combustibles. http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Conversion-Enrichment-and-Fabrication/Fuel-Fabrication/	26
2.9	Esquema de un BWR. http://newnuclearenergy.wordpress.com/reactor-designs-2/generation-ii/	27
2.10	Esquema del recipiente de presión de un BWR. Lamarsh página 145	27
2.11	Esquema de un reactor CANDU. http://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/5/5a/CANDU_Reactor_Schematic.svg	29
2.12	Esquema de la calandria	29
2.13	Manojo de elementos combustibles. http://images.ookaboo.com/photo/s/CANDU_fuel_bundles_s.jpg	29
2.14	Esquema de Atucha II PHWR. www.ttn.gov.ar Nota_Atucha_II_TTN.pdf página 4	30
2.15	Esquema del reactor de Atucha I PHWR. National_Nuclear_Safety_Report_Arentina_2013_pdf anexo III página 15 www.arn.gov.ar	31
2.16	Esquema de un GCR tipo Magnox inglés. http://www.chemcases.com/images/9-fig%206crop.png	32
2.17	Esquema de un HTGR en base a helio y ciclo de turbina de gas. https://inlportal.inl.gov/portal/server.pt/gateway/PTARGS_0_2_2629_277_2253_43/http%3B/exps3.inl.gov%3B7087/publishedcontent/publish/communities/inl_gov/research_programs/nuclear_energy/gfr_introduction/gfr_sm.jpg	33
2.18	Esquema de un RBMK. http://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/1/1f/RBMK_reactor_schematic.svg	34
2.19	Componentes de un RBMK. http://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/a/ac/RBMK_en.svg	35
2.20	Núcleo de un RBMK . http://1.bp.blogspot.com/_J-oN8KCzVDw/S-1ibThk5el/AAAAAAAAAsI/ozzhkuoslog/s400/chernobyl1_contencion_defensa_pasiva_profundidad.gif	35
3.1	Probabilidad de riesgo en función de las consecuencias	37
3.2	Valores de dosis permitidas en mSv año para el público. Elaboración propia	38
3.3	Norma AR10.1.1 Curva criterio para trabajadores y público. www.arn.gov.ar	39
3.4	Primer reactor 1942. Petrangeli página 47	46

3.5	Frecuencia de eventos causados por el hombre WASH 1400 NRC 1975	49
3.6	Frecuencia de eventos naturales WASH 1400 NRC 1975	49
4.1	Esquema de una central con un PWR. http://images.books24x7.com/bookimages/id_17912/fig3-1.jpg	53
4.2	Comparación entre un PWR 1000 y un RBMK 1000 . Petrangeli página 23	55
4.3	Sistemas de seguridad pasivos Westinghouse AP 1000/600. www.ap1000.westinghousenuclear.com/	56
4.4	Variación de potencia del núcleo durante un gran LOCA. Petrangeli página 47	61
4.5	Presión en la estructura de contención. Petrangeli página 48	61
4.6	Masa de agua para inundar al núcleo. Petrangeli página 48	61
4.7	Temperatura de las vainas de combustible. Petrangeli página 50	61
4.8	Medidas adicionales de contención propuestas para un PWR. Petrangeli página 58	63
5.1	Relación entre barreras físicas y los niveles de protección. http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/P082_scr.pdf	67
5.2	Concepto de defensa en profundidad a nivel 3 IAEA. En base a http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/Simulators/Advanced-PWR-Manual-2011.10.pdf Ver también Overview of the UK EPR GDA Submission página 15 Document ID N° UKEPR-0013-001 Issue 02	68
5.3	Determinismo vs Probabilismo. Determinism vs Probabilisism , Introduction to Basic Methods and Structures of PRA , ETH Mayo 2011 W. Kroger página 4	70
5.4	Árbol de eventos . Petrangeli página 100	76
5.5	Sistema simple de una válvula cuyo caudal es menor al requerido. Petrangeli página 102	76
5.6	Símbolos utilizados en un árbol de fallas. Petrangeli página 102	77
5.7	Árbol de fallas del sistema de la figura 5.5 . Petrangeli página 101	77
5.8	Probabilidad de no reparar un componente en función del tiempo disponible. Petrangeli página 99	78
5.9	Probabilidad del operador de cometer un error en base al tiempo disponible. Petrangeli página 99	78
5.10	Estimaciones de riesgo de muertes en el corto plazo WASH 1400 1975. Mc Cormick página 310	81
5.11	Comparativa de riesgo de muertes tempranas vs frecuencia del hecho WASH 1400. Mc Cormick página 311	81
5.12	Resultados de un análisis de riesgo probabilístico PSA. IAEA Bulletin Niehaus página 31	82
5.13	Comparativa de diversos estudios tipo PSA respecto del daño severo del núcleo. IAEA Bulletin Niehaus página 32	82
5.14	Probabilidad de daño severo del núcleo. IAEA Bulletin Niehaus página 33	82
6.1	Probabilidad de detección de una fisura en función de la profundidad de la misma. Petrangeli página 122	84
6.2	Probabilidad de falla del recipiente de presión. Petrangeli página 123	84
6.3	Probabilidad de falla del recipiente de presión basada en datos actuales. Petrangeli página 124	84
7.1	Esquema de Three Mile Island 2 , reactor tipo PWR. http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/3mile-isle.html	87
7.2	Evolución de la presión y períodos en los que el núcleo se quedó sin agua. Petrangeli página 418	91
7.3	Evolución de la presión y los eventos significativos. Petrangeli página 418	91
7.4	Núcleo del reactor de Three Mile Island 2 luego del accidente. http://commons.wikimedia.org/wiki/File:Graphic_TMI-2_Core_End-State_Configuration.png	92
7.5	Esquema del reactor N°4 de Chernóbil RBMK-1000. http://www2.uah.es/vivatacademia/images/n82/chernobyl/imagen03.jpg	94
7.6	Los últimos instantes de Chernóbil, variación de los parámetros principales. Petrangeli página 283	96
7.7	El sarcófago construido sobre el reactor N°4. Petrangeli página 284	97

7.8	Esquema de un reactor de Fukushima BWR. Fukushima Preliminar Report TEPCO 2011.pdf página 3	99
7.9	Medidas propuestas para evitar el daño que ocasionan los tsunamis. http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/betu12_e/images/120620e0104.pdf página 448	102
8.1	Plano del sitio de Atucha I. Informe Nacional de Seguridad Nuclear 2010 anexo VI página 13	104
8.2	Diagrama de flujo simplificado de CNA I. Informe Nacional de Seguridad Nuclear 2010 anexo VI página 13	105
8.3	Edificio del reactor de Atucha I. Informe Nacional de Seguridad Nuclear 2010 anexo VI página 14 y folleto "Central Nuclear Atucha I" elaborado por Siemens-KWU en conmemoración del décimo aniversario de la entrada en servicio de la CNA1, publicado en junio de 1986, bajo el numero 16649 0786 1.5	105
8.4	Vasija de presión del reactor CNA I. Informe Nacional de Seguridad Nuclear 2010 anexo VI página 15	107
8.5	Sistema de refrigeración del reactor y sistema del moderador Atucha I. Informe Nacional de Seguridad Nuclear 2010 anexo VI página 16	109
8.6	Diagrama unifilar de Atucha I. Informe Nacional de Seguridad Nuclear 2010 anexo VI página 17	110
8.7	Curva de riesgo sísmico para el sitio de Atucha I y II. Informe de evaluación de resistencia 2012 de Centrales Nucleares Argentinas página 50	115
8.8	PAR's convertidor catalítico de hidrógeno. http://www.candu.com/site/media/Parent/PARs%201124b_FINAL.pdf	116
8.9	Diagrama de reposición de inventarios del segundo sumidero de calor SSC. Informe de evaluación de resistencia 2012 de Centrales Nucleares Argentinas página 91	117
8.10	Diagrama unifilar de Atucha I y su vinculación con Atucha II. Informe de evaluación de resistencia 2012 de Centrales Nucleares Argentinas página 109	118
8.11	Esquema del SSC segundo sumidero de calor en el edificio nuevo. Informe de evaluación de resistencia 2012 de Centrales Nucleares Argentinas página 111	119
8.12	Nuevo sistema de suministro eléctrico de Atucha I con el nuevo EPS. Informe de evaluación de resistencia 2012 de Centrales Nucleares Argentinas página 113	120
8.13	Diagrama de flujo simplificado de CNA II. Informe Nacional de Seguridad Nuclear 2010 anexo VII página 13	122
8.14	Recipiente de presión de Atucha II. Informe Nacional de Seguridad Nuclear 2010 anexo VII página 14	122
8.15	Diagrama unifilar de Atucha II y su vinculación con Atucha I. Informe de evaluación de resistencia 2012 de Centrales Nucleares Argentinas página 123	123
8.16	Sistemas de refrigeración principal, del moderador y extracción de calor residual. Informe Nacional de Seguridad Nuclear 2010 anexo VII página 16	125
8.17	Diagrama de flujo de CNE. http://www.scarborough.peo.on.ca/events/2011/apr29- nuclear_power/Candu%20Reactor.jpg	130
8.18	Tubos de presión en la calandria. http://www.thermopedia.com/content/5034/134CNPRFig2.gif	131
8.19	Edificio del reactor típico CANDU. http://thegrouusers.wordpress.com/category/famous-grouse/	131
8.20	Calandria. http://www.energonuclear.ro/wp-content/uploads/2011/09/SDS1.jpg	132
8.21	Diagrama unifilar de CNE . Informe Nacional de Seguridad Nuclear 2010 anexo VI página 38	136
8.22	Barreras de contención en CNE . http://nuclearstreet.com/images/img/dw034.jpg	138
8.23	Recipiente del reactor CAREM. Informe Nacional de Seguridad Nuclear 2010 anexo VIII página 9	145
8.24	Elementos combustibles, tubos guía y tubo de control. Informe Nacional de Seguridad Nuclear 2010 anexo VIII página 10	146
8.25	Sistemas auxiliares. Informe Nacional de Seguridad Nuclear 2010 anexo VIII página 11	146
8.26	Distribución en planta. Informe Nacional de Seguridad Nuclear 2010 anexo VIII página 11	148
8.27	Sistema de accionamiento hidráulico de las barras de control de parada rápida. Informe Nacional de Seguridad Nuclear 2010 anexo VIII página 12	149
8.28	Sistemas de seguridad y contención	150
9.1	Niveles de riesgo y ALARP. HSE 1988 www.onr.org.uk/tolerability.pdf	154
9.2	Reducción de la expectativa de vida para habitantes en USA. Petrangeli página 249	156

9.3	Radiación recibida por operario en mSv en plantas nucleares 1990-2006. http://www.oecd-nea.org/ndd/reports/2010/nea6862-comparing-risks.pdf página 21	157
9.4	CDR y LRF en función de las distintas generaciones de reactores. http://www.oecd-nea.org/ndd/reports/2010/nea6862-comparing-risks.pdf página 26	157
9.5	Frecuencia de eventos con más de 5 muertos en países OECD y no OECD 1969-2000. http://www.oecd-nea.org/ndd/reports/2010/nea6862-comparing-risks.pdf página 36	158
10.1	Acumulado de años de operación de reactores comerciales. WNA Safety of Nuclear Power Reactors	163
10.2	Muertes en función de la energía generada en los últimos 40 años. WNA Safety of Nuclear Power Reactors	163
10.3	Evolución del promedio anual de exposición a radiación del público por reactor en diversas regiones del mundo. http://www.oecd-nea.org/ndd/reports/2010/nea6862-comparing-risks.pdf página 24	164
10.4	WANO programas implementados. www.wano.info/wp-content/uploads/2012/12/programme-chart-no-explanation.jpg	165
10.5	Unplanned Automatic Scrams per 7000 hours critical WANO. 2012WANO_PI-eng_web-SP.pdf	166
10.6	Industrial Safety Accident Rate WANO . 2012WANO_PI-eng_web-SP.pdf	167
10.7	Collective Radiation Exposure BWRs . 2012WANO_PI-eng_web-SP.pdf	167
10.8	Collective Radiation Exposure PWRs . 2012WANO_PI-eng_web-SP.pdf	168
10.9	Collective Radiation Exposure PHWRs . 2012WANO_PI-eng_web-SP.pdf	168
10.10	Collective Radiation Exposure LWGCRs . 2012WANO_PI-eng_web-SP.pdf	169
10.11	Collective Radiation Exposure AGRs/ GCRs . 2012WANO_PI-eng_web-SP.pdf	169
10.12	Unit Capability Factor . 2012WANO_PI-eng_web-SP.pdf	170
10.13	Unplanned Capability Loss Factor . 2012WANO_PI-eng_web-SP.pdf	170
10.14	Forced Loss Rate. 2012WANO_PI-eng_web-SP.pdf	171
10.15	Comparación entre un reactor AP1000 con un PWR de segunda generación. www.ap1000.westinghousenuclear.com/	175
10.16	Decommissioning de una planta nuclear , tipos y cantidad de residuos generados. UNEP Book of the year 2012 Closing and Decommissioning Nuclear Power Reactors Jon Samseth página 35	176
10.17	Costo del proceso de decommissioning en el tiempo. UNEP Book of the year 2012 Closing and Decommissioning Nuclear Power Reactors Jon Samseth página 43 fuente DOE 2010	177
A2-1	Envenenamiento por xenón en función del flujo neutrónico. Lamarsh página 381	194
A2-2	Envenenamiento por xenón en función de la potencia entregada por el reactor. Lamarsh página 382	194
A2-3	Variación de la reactividad negativa del xenón en función de la potencia entregada. Lamarsh página 384	190
A2-4	Variación de la reactividad negativa del Samario en función de la potencia. Lamarsh página 386	195
A4-1	Toshiba Mobile Cooling System http://www.toshiba.com/tane/pdf/26_Mobile_Cooling_System.pdf	197
A4-2	Shield passive thermal shutdown seal Westinghouse GEN III. http://www.westinghousenuclear.com/docs/EnhancingSafety.pdf	198
A4-3	Turbine water lubricated turbine/pump assembly ClydeUnion Pumps http://www.westinghousenuclear.com/docs/EnhancingSafety.pdf	198
A4-4	Sistema de control de nivel de agua en la pileats de combustible quemado http://www.westinghousenuclear.com/docs/EnhancingSafety.pdf	199
A4-5	Dry Filter Method (DFM) http://www.westinghousenuclear.com/docs/EnhancingSafety.pdf	200
A4-6	Dry Filter Method con filtro de yodo fuera de la contención http://www.westinghousenuclear.com/docs/EnhancingSafety.pdf	200
A4-7	Safety Vent System (SVEN) http://www.westinghousenuclear.com/docs/EnhancingSafety.pdf	201
A4-8	Filtra-MVSS filtered containment venting system http://www.westinghousenuclear.com/docs/EnhancingSafety.pdf	201
A4-9	PARs Passive Autocatalytic Recombiners http://www.westinghousenuclear.com/docs/EnhancingSafety.pdf	202

A4-10	Sistema pasivo de enfriamiento del núcleo, diversas etapas ante un LOCA . www.ap1000.westinghousenuclear.com/	203
A4-11	Sistema pasivo de enfriamiento del núcleo, diversas etapas ante un LOCA . www.ap1000.westinghousenuclear.com/	203
A4-12	Sistema pasivo de enfriamiento del núcleo, diversas etapas ante un LOCA . www.ap1000.westinghousenuclear.com/	204
A4-13	Sistema pasivo de enfriamiento del núcleo, diversas etapas ante un LOCA . www.ap1000.westinghousenuclear.com/	204
A4-14	Sistema pasivo de enfriamiento de la contención www.ap1000.westinghousenuclear.com/	205
A4-15	Westinghouse AP 1000 disposición de la planta www.ap1000.westinghousenuclear.com/	205
A4-16	Comparación entre un PWR de segunda generación con el AP 1000 de tercera www.ap1000.westinghousenuclear.com/	206
A4-17	EPR Areva layout www.aveva-np.com/BROCHURE-EPR-US-2.pdf	208
A4-18	EPR Areva sistemas de seguridad www.aveva-np.com/BROCHURE-EPR-US-2.pdf http://www.epr-reactor.co.uk/ssmod/liblocal/images/schema-EPR.jpg	208
A4-19	EPR Areva estructuras reforzados y contención www.aveva-np.com/BROCHURE-EPR-US-2.pdf http://www.nukeworker.com/pictures/displayimage-492-5390.html#top_display_media http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/image006-nnpd.jpg	209
A4-20	EPR Areva núcleo fundido donde se acumula www.aveva-np.com/BROCHURE-EPR-US-2.pdf	210
A4-21	EPR Areva sistemas que actúan en caso de fundirse el núcleo www.aveva-np.com/BROCHURE-EPR-US-2.pdf	210
A4-22	Disposición física en cuatro cuadrantes de los componentes vinculados a la seguridad de un APR 1400 Korea http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/Technology/meetings/2011-Jul-26-28-TWG-LWR-HWR/Session-IV/Experience-APR1400-Construction-(Seo).pdf	212
A4-23	APR 1400 Sistemas de mitigación de accidentes severos http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/Technology/meetings/2011-Jul-26-28-TWG-LWR-HWR/Session-IV/Experience-APR1400-Construction-(Seo).pdf	213
A4-24	VVER 1200 layout de la planta http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/aris/2013/36.VVER-1200(V-491).pdf	214
A4-25	VVER 1200 edificio del reactor http://www.fennovoima.fi/userData/fennovoima/pics/laitostoimittaja/AES-2006.png	215
A4-26	VVER 1200 esquema principal http://www.iaea.org/INPRO/7th_Dialogue_Forum/Rosatom_1.pdf	216
A4-27	VVER 1200 Disposición horizontal de los generadores de vapor http://www.gidropress.podolsk.ru/images/illustration/aes2006.jpg	216
A4-28	VVER 1200 sistema pasivo de enfriamiento de la contención y sistema pasivo de remoción del calor via los generadores de vapor http://paksnuclearpowerplant.com/download/1684/AES%202006%20reactor.pdf	218
A4-29	VVER 1200 sistema pasivo de enfriamiento de la contención y sistema pasivo de remoción del calor via los generadores de vapor disposición física de ambos sistemas http://paksnuclearpowerplant.com/download/1684/AES%202006%20reactor.pdf	218
A4-30	Esquema de sistemas para el manejo de accidentes más allá de los básicos de diseño http://paksnuclearpowerplant.com/download/1684/AES%202006%20reactor.pdf	219
A4-31	Sistema de suministro de agua al " core cãtcher" http://paksnuclearpowerplant.com/download/1684/AES%202006%20reactor.pdf	219
A4-32	VVER 1200 Recipiente de presión http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/aris/2013/36.VVER-1200(V-491).pdf	220
A4-33	ATMEA 1 Esquema de la planta . http://www.atmea-sas.com/ATMEA/liblocal/docs/ATMEA1%20Brochure.pdf	222
A4-34	ATMEA 1 Esquema del edificio del reactor IAEA Status report 99 ATMEA1 https://aris.iaea.org/sites/..%5CPDF%5CATMEA1.pdf	223
A4-35	ATMEA 1 Disposición de sistemas de seguridad https://aris.iaea.org/sites/..%5CPDF%5CATMEA1.pdf	224
A4-36	ATMEA 1 Tres trenes de seguridad + un cuarto https://aris.iaea.org/sites/..%5CPDF%5CATMEA1.pdf	225
A4-37	ATMEA 1 Áreas permitidas y prohibidas con el reactor en operación https://aris.iaea.org/sites/..%5CPDF%5CATMEA1.pdf	226
A4-38	EC& disposición de la planta www.candu.com Candu EC6 Technical Summary 1003/2012_05	227

A4-39	BWR y ABWR esquema de funcionamiento básico ABWR Plant General Description 7-1-2007 GE-Hitachi http://www.ge-energy.com/content/multimedia/_files/downloads/ABWR%20General%20Description%20Book.pdf	228
A4-40	BWR y ABWR evolución de los edificios del reactor Toshiba http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/Technology/meetings/2011-Jul-4-8-ANRT-WS/4_JAPAN_ABWR_Toshiba_Ishibashi.pdf	229
A4-41	ABWR Hitachi diagrama funcional Advance Boiling Water Reactor The only generation III+ working today http://www.hitachi-hgne.co.jp/en/download/abwr.pdf	231
A4-42	AWBR edificio del reactor , pozos seco y húmedo Toshiba http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/Technology/meetings/2011-Jul-4-8-ANRT-WS/4_JAPAN_ABWR_Toshiba_Ishibashi.pdf	231
A4-43	ABWR edificio de reactor vista interior Advance Boiling Water Reactor The only generation III+ working today http://www.hitachi-hgne.co.jp/en/download/abwr.pdf	232
A4-44	ABWR sistemas de emergencia de refrigeración del núcleo Hitachi-GE Plant General Description 7-1-2007 GE-Hitachi http://www.ge-energy.com/content/multimedia/_files/downloads/ABWR%20General%20Description%20Book.pdf	233
A4-45	ABWR sistema standby de tratamiento de gases Plant General Description 7-1-2007 GE-Hitachi http://www.ge-energy.com/content/multimedia/_files/downloads/ABWR%20General%20Description%20Book.pdf	234
A4-46	ABWR sistema de control de atmósfera Plant General Description 7-1-2007 GE-Hitachi http://www.ge-energy.com/content/multimedia/_files/downloads/ABWR%20General%20Description%20Book.pdf	234
A4-47	ABWR sistema de control de gases inflamables Plant General Description 7-1-2007 GE-Hitachi http://www.ge-energy.com/content/multimedia/_files/downloads/ABWR%20General%20Description%20Book.pdf	234
A4-48	ABWR sistema de control de reactividad por inyección de boro Plant General Description 7-1-2007 GE-Hitachi http://www.ge-energy.com/content/multimedia/_files/downloads/ABWR%20General%20Description%20Book.pdf	235
A4-49	ABWR disposición de los edificios de la planta Plant General Description 7-1-2007 GE-Hitachi http://www.ge-energy.com/content/multimedia/_files/downloads/ABWR%20General%20Description%20Book.pdf	236
A4-50	ABWR la planta en perspectiva Advance Boiling Water Reactor The only generation III+ working today http://www.hitachi-hgne.co.jp/en/download/abwr.pdf	237
A4-51	ABWR post Fukushima sistemas adicionales para mejorar la seguridad Advance Boiling Water Reactor The only generation III+ working today http://www.hitachi-hgne.co.jp/en/download/abwr.pdf	238
A4-52	ABWR la filosofía de la seguridad a implementar post Fukushima Advance Boiling Water Reactor The only generation III+ working today http://www.hitachi-hgne.co.jp/en/download/abwr.pdf	239
A4-53	ABWR layout tentativos de nuevas plantas Advance Boiling Water Reactor The only generation III+ working today http://www.hitachi-hgne.co.jp/en/download/abwr.pdf	240
A4-54	ABWR topografía Advance Boiling Water Reactor The only generation III+ working today http://www.hitachi-hgne.co.jp/en/download/abwr.pdf	240
A4-55	ABWR sistema móvil de remoción del calor Advance Boiling Water Reactor The only generation III+ working today http://www.hitachi-hgne.co.jp/en/download/abwr.pdf	241
A4-56	ABWR Otros sistemas móviles Advance Boiling Water Reactor The only generation III+ working today http://www.hitachi-hgne.co.jp/en/download/abwr.pdf	241

Acronimos:

ABWR	Advance boiling water reactor- Reactor avanzado de agua hirviendo
ACR1000	Advanced CANDU reactor 1000MWe- Reactor avanzado tipo CANDU 1000MWe
ADS	Automatic Depressurization System- sistema automático de despresurización del primario
AGR	Advanced gas cooled reactor- Reactor avanzado refrigerado por gas
ALARA	As Low As Reasonable Achievable- Tan bajo como pueda razonablemente lograrse
AP1000	Advanced power reactor 1000 Mwe- Reactor avanzado de 1000MWe
APS	Análisis probabilístico de seguridad
APWR	Advanced pressurized water reactor- Reactor avanzado de agua presurizada
ALARP	As Low As Reasonable Practicable - tan bajo como sea posible prácticamente
ARN	Autoridad Regulatoria Nuclear en Argentina

ATWS	Aticipated transits without scram- Transitorios previstos sin parada del reactor
BWR	Boling water reactor- Reactor de agua hirviendo
CAMMESA	Compañía Administradora del Mercado Eléctrico Mayorista S.A.
CMT	Containment Makeup Tank
CANDU	Canadian Deuterium Uranium- Reactor canadiense que trabaja con agua pesada y uranio natural
CAREM	Central Argentina de Elementos Modulares
CCF	Common cause failures- Fallas por causas comunes
CCWS	Contaiment components water system- Sistema de agua de refrigeración de componentes
CDF	Core damage frequency - Frecuencia de daño del núcleo
CHRS	Contaiment heat removal system. Sistema de extracción de calor de la contención
CMT	Core Makeup tank
CNA I	Central Nuclear Atucha I
CNA II	Central Nuclear Atucha II
CNE	Central Nuclear Embalse
CNEA	Comisión Nacional de Energía Atómica
CVCS	Chemical and volume control system- Sistema de control químico y de volumen
D2O	Agua pesada
DFM	Dry Filter Method
DBA	Design basic accidentes- Accidentes básicos de diseño
DNBR	Departure from Boiling water ratio
EFWS	Emergency feed water system- Sistema de emergencia de agua de alimentación
EPR	European pressurized reactor- Reactor europeo de agua presurizada
EPS	Suministro eléctrico de emergencia
ESBWR	Economic simplified boiling water reactor - Reactor económico y simplificado de agua hirviendo
ESC	Estructuras sistemas y componentes
ESWS	Esential service water system- Sistema de agua de servicio esencial
EWS	Emergency feed water system- Sistema de emergencia de agua de alimentación
FORO	Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares
G	Aceleración de la gravedad = $9,8 \text{ m/s}^2$
GCR	Gas cooled reactor- Reactor refrigerado por gas
Gy	Gray energía absorbida por unidad de masa de tejido
HPI	High pressure injection- Inyección en alta presión
HTGR	High temperature gas -cooled reactor- Reactor refrigerado por gas de alta temperatura
HWR	Heavy water reactor - Reactor refrigerado por agua pesada
IAEA	International Atomic Energy Agency- Organización Internacional de Energía Atómica
ICRP	Comisión Internacional de Protección Radiológica
IRWST	In contaiment refueling water storage tank
LMFBR	Liquid metal cooled fast breeder reactor- Reactor de cría refrigerado por metal líquido
LOCA	Loss of coolant accident- Accidente con pérdida de refrigerante primario
LOOP	Loss of Off-Site Power- Pérdida del suministro eléctrico externo
LRF	Large release frequency-frecuencia de liberación de grandes cantidades de radiación
LWR	Light water reactor - Reactor refirgerado por agua
LWCGR	Light water cooled graphite reactor
MeV	Mega electrón volt = es una unidad de energía
MR	Poder de moderación
MUWC	Make up Water System (Condensate) BWR
NA-SA	Nucloeléctrica Argentina S.A.

NRC	Nuclear Regulatory Commission- Comisión reguladora nuclear en Estados Unidos
OAP	Operación a alta potencia
OECD	Organization for Economic Co-operation and Development
PARs	Passive Auto-catalytic Recombiners- Recombinadores pasivos catalíticos de hidrógeno
PIE	Postulated initiating events - Hechos desencadenantes de accidentes
PEV	Proyecto de extensión de vida (Embalse)
PGA	Peak Ground Aceleration- pico de aceleración del suelo
PHSA	Probabilistic Seismic Hazard Analisis- Evaluación probabilística de amenaza sísmica
PHWR	Pressurized heavy water reactor - Reactor de agua pesada presurizada
PIUS	Process inherent ultimate safety- Ultima seguridad intrínseca de procesos
PARA	Probabilistic risk assesment
PSA	Probabilistic safety assesment
PCV	Primary Conatinment Vessel (BWR)
PWR	Pressurized water reactor - Reactor de agua a presión
QA	Quality Assurance- Calidad asegurada
RCCV	Reinforced Concrete Containment Vessel ABWR
RLE	Review Level Earthquake- nivel de terremoto de revisión planteado
RMBK	Graphite moderated light water reactor- Reactor Bolshy Moshchmonsti Kanality
RPV	Reactor pressure vessel- recipiente de presión que contiene al núcleo del reactor
SBO	Station black out- apagón total de energía en una planta
SFP	Spent Fuel Pool
SIN	Sistema Interconectado Nacional
SMA	Siesmic Margin analisis- evaluación de margen sísmico
SSC	Segundo sumidero de calor
Sv	Sievert unidad de dosis efectiva ponderada por la susceptibilidad de daño de diferentes tejidos
SVEN	Safety Vent System
UHF	Uniform Hazard Spectra - espectro uniforme de riesgo sísmico
ULE	Uranio levemente enriquecido
WANO	World association of Nuclear Operators- Asociación Mundial de Operadores Nucleares
WHO	World Health Organization
Σ_e	Sección eficaz elástica
σ_f	Sección eficaz de captura de fisión
σ_γ	Sección eficaz de captura radioactiva
Σ_i	Sección eficaz inelástica
Σ_t	Sección eficaz total

BIBLIOGRAFÍA:

ABWR Plant General Description 7-1-2007 GE-Hitachi <http://www.ge-energy.com/content/multimedia/ files/downloads/ABWR%20General%20Description%20Book.pdf>

ABWR Toshiba <http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/Technology/meetings/2011-Jul-4-8-ANRT-WS/4 JAPAN ABWR Toshiba Ishibashi.pdf>

Advance Boiling Water Reactor The only generation III+ working today <http://www.hitachi-hgne.co.jp/en/download/abwr.pdf>

AP 1000 Westinghouse www.ap1000.westinghousenuclear.com/

- AR 0.0.1 Licenciamiento de instalaciones clase I Rev 2 Autoridad Regulatoria Nuclear 2001.
- AR 10.1.1 Norma básica de seguridad radiológica Rev 3 Autoridad Regulatoria Nuclear 2003.
- AR 3.1.3 Criterios radiológicos relativos a accidentes en reactores nucleares de potencia Rev 2 Autoridad Regulatoria Nuclear 2001.
- AR 3.2.1 Criterios generales de seguridad para el diseño de reactores nucleares de potencia Rev 2 Autoridad Regulatoria Nuclear 2002
- ATMEA 1 The mid-sized Generation III+ PWR you can rely on Conference ETE Hungary 2009
- Atomstroyexport Russia AES 2006 por Vitaly Ermolaev
<http://paksnuclearpowerplant.com/download/1684/AES%202006%20reactor.pdf>
- Boletín Energético CNEA año 3 N° 6 2do semestre 2000 Uranio Levemente Enriquecido en Atucha I Carla Notari, Francisco C. Rey.
- Comparing Nuclear Accident risks with Those from Other Energy Sources, OECD 2010.
- Enhancing Safety in the 21st Century <http://www.westinghousenuclear.com/docs/EnhancingSafety.pdf>
- Experience in APR 1400 Construction IAEA TWG-LWR Jong Tae Seo Viena 28 July 2011
[http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/Technology/meetings/2011-Jul-26-28-TWG-LWR-HWR/Session-IV/Experience-APR1400-Construction-\(Seo\).pdf](http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloads/Technology/meetings/2011-Jul-26-28-TWG-LWR-HWR/Session-IV/Experience-APR1400-Construction-(Seo).pdf)
- Fukushima Nuclear Accident Analysis Report Japan June 2012 Tokyo Electric Power Company Inc.
- IAEA Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-12 Viena 1999 ISBN 92-0-102699-4
- IAEA Bulletin, Vol25 N°4 The Future role of risk assessment in nuclear safety by R. Niehaus
- IAEA Defense in Depth in Nuclear Safety INSAG-10 Viena 1996 ISBN 92-0-103295-1
- IAEA Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants: SAFETY GUIDE SSG-2 Viena 2009 ISBN 978-92-0-113309-0
- IAEA INES The International Nuclear and Radiological Event Scale
- IAEA Nuclear Power Reactors Viena 2013 ISBN 978-92-144110-2
- IAEA Probabilistic Safety Assessment INSAG-6, Viena 1992 ISBN 92-0-102492-4
- IAEA SAFETY STANDARDS, Fundamental Safety Principles N°SF-1 Viena 2006 ISBN 92-0-110706-4
- IAEA SAFETY STANDARDS SERIES, Safety of Nuclear Power Plants: Design Requirements N°NS-R-1 Viena 2000 ISBN 92-0-101900-9
- IAEA Seguridad en Centrales Nucleares: Diseño N°SSR-2/1 Viena 2012 ISBN 978-92-0-331310-0
- IAEA Training Course on Nuclear Facility Decommissioning & Environmental remediation Skills, Argonne National Laboratory April 2011.
- Informe de Evaluación de Resistencias Realizadas a las Centrales Nucleares Argentinas. ARN 2012
- Informe Nacional Sobre Seguridad Nuclear. ARN 2010.
- Introduction to Nuclear Engineering Third Edition John R. Lamarsh & Anthony J. Baratta 2001 Prentice Hall ISBN 0-201-82498-1
- INPRO Forum IAEA Viena 19-22 Nov 2013 AES-2006 new design with VVER reactor por Denis Kolchinsky http://www.iaea.org/INPRO/7th_Dialogue_Forum/Rosatom_1.pdf
- Nuclear Energy 2nd Edition David Bodansky 2004 Springer ISBN 0-387-20778-3

Nuclear Energy Fifth Edition Raymond L. Murray 2000 Butterworth Heimann ISBN 0-7506-7136X

Nuclear Engineering Handbook Kenneth D. Kok CRC Press 209 ISBN 978-1-4200-5390-6

Nuclear Safety by Gianni Petrangeli USA 2006 publicado por Elsevier Butterworth-Heinemann ISBN 13: 978-0-7506-6723-4

Química de Rymond Chang 2007 traducido de la novena edición de Chemistry by Raymund Chang ISBN-10:0-07-298060-5

Risk and Safety by John Lee and Norman McCormick USA 2011 publicado por John Wiley & Sons Inc ISBN 9781-118-4346-2.

Satus report108-VVER -1200 (V491)

[http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/aris/2013/36.VVER-1200\(V-491\).pdf](http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/aris/2013/36.VVER-1200(V-491).pdf)

Status report 99 ATMEA1 <https://aris.iaea.org/sites/..%5CPDF%5CATMEA1.pdf>

Seguridad de la centrales nucleares: Diseño N°NS-r-1 IAEA, Viena Julio 2004 STI/PUB/1099

The Design Characteristics of Advanced Power Reactor 1400 Han –Gon Kim IAEA-CN-164-3S09

The Tolerability of Risk from Nuclear Power Stations by O Crown, Inglaterra copyright 1988 Revised 1992 HSE (Heath & Safety Executive)

Health Effects of the Chernobyl accident and Special Health Care Programmes WHO Geneva 2006 ISBN 92 4 1594179

Environmental consequences of the Chernobyl Accident and their Remediation: Twenty Years of Experience IAEA Viena 2006 ISBN 92-0-114705-8

US NRC decommissioning www.nrc.gov/decommissioning/

United Nations Enviromental Programme Year Book 2012 Chapter two: Closing and Decommissioning Nuclear Power Reactors by Jon Samseth www.unep.org/yearbook/2012

VVER reactors: clean and reliable source of energy in past and in future V. Mokov, N Trunov International Conference on Opportunities and Challenges for Water Cooled Reactors in 21st Century 2009 GIDROPRESS http://www-pub.iaea.org/mtcd/meetings/PDFplus/2009/cn164/Sessions/10KS_N.%20Trunov.pdf

VVER-1200 Reactor Plant and Safety Systems N.S. Fil GIDROPRESS April 2-3 2012 http://www.rosatom.ru/en/resources/6fb124004ad7d68ebd14bf283a1923f8/3.2.Fil_Gidropress_VVER-1200.pdf

WANO Performance Indicators 2012WANO_PI-eng_web-SP.pdf

WANO The Inspector General's Report On Nuclear Safety and Radiation Proytection 2012 www.wano.info/

World Nuclear Organization www.world-nuclear.org/info/nuclear-fuel-cycle/nuclear-wastes/decommissioning

www.ap1000.westinghousenuclear.com/

APENDICE 1: Unidades de radiación y dosis

Exposición: es una medida de la ionización producida por la radiación, su unidad es el Roentgen(R). Un Roentgen es la exposición a rayos X o gamma γ recibida por un kilogramo de aire en condiciones normales de presión y temperatura (CNPT) que produce un número de pares de iones equivalentes a **$2,58 \cdot 10^4$** Coulombs, equivalentes a **$1,61 \cdot 10^{15}$** pares de iones por cada kilogramo de aire en CNPT.

$$1R \rightarrow 2,58 \cdot 10^4 \text{ Coulombs/ kg aire en CNPT}$$

$$1R \rightarrow 1,61 \cdot 10^{15} \text{ pares de iones / kg de aire en CNPT}$$

Si para lograr la ionización del aire es necesario 34eV equivalente a $5,410^{-18}$ J (Joule) tenemos:

$$1R \rightarrow 0,00869 \text{ J/ kg aire en CNPT}$$

Cuando la radiación incide sobre el tejido humano la energía de ionización es levemente diferente al caso de aire, entonces en el caso de tejido humano:

$$1R \rightarrow 0,0096 \text{ J/ kg tejido}$$

Dosis absorbida: es la cantidad de energía que se deposita por unidad de masa independientemente del material que se trate y se mide en Gray (Gy)

$$1Gy = 1 \text{ J/kg}$$

Antes se usaba el rad cuya equivalencia es:

$$1 \text{ rad} = 0,01J/kg = 0,01 \text{ Gy} \approx 1 \text{ R}$$

Recordemos que un Roentgen deposita sobre un tejido una dosis de 0,96 rad lo que es aproximadamente es 1 rad.

Dosis equivalente: los distintos tipos de radiaciones tienen efectos diferentes sobre el cuerpo humano. Por definición se acepta que para rayos X y radiación gamma γ el factor que pondera el efecto biológico Q (factor de calidad de radiación) vale 1.

Este factor de calidad de radiación depende de la densidad de ionización de las diferentes radiaciones y asume los siguientes valores:

Tipo de Radiación	Q (Factor de calidad)
Rayos X , radiación gamma γ	1
Electrones	1
Neutrones térmicos	2,3
Neutrones rápidos	10
Protones	10
Partículas α	20

Tabla A1-1 Factor de calidad de los diversos tipos de radiación

La dosis equivalente es la dosis absorbida afectada por el factor de calidad y se mide en Sievert

$$1\text{Sv} = 1\text{Gy} \times Q$$

Antes se usaba el rem

$$1\text{ rem} = 1\text{ rad} \times Q$$

$$1\text{ rem} = 0,01\text{ Sv}$$

Resumen de unidades:

Concepto	Proceso Físico	Sistema Internacional	Unidades antiguas
Actividad	Desintegración nuclear	Bq	Ci
Exposición	Ionización del aire	R	R
Dosis absorbida	Energía depositada	Gy	Rad
Dosis equivalente	Efecto biológico	Sv	Rem

Tabla A1-2 Resumen de unidades de radiación

Equivalencias:

$$1\text{Ci} = 3,7 \cdot 10^{10}\text{ Bq}$$

$$1\text{Gy} = 100\text{ rad}$$

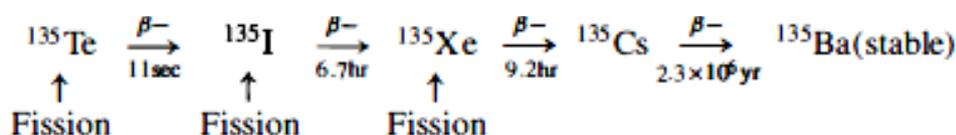
$$1\text{Sv} = 100\text{ rem}$$

Apendice 2 Envenenamiento por productos de fisión ^{135}Xe y ^{149}Sm

Los productos de fisión absorben neutrones y se acumulan en el núcleo del reactor tendiendo a reducir el factor de multiplicación k (coeficiente de criticidad). Como la sección eficaz de captura decae rápidamente con el aumento de la energía de los neutrones, el envenenamiento por productos de fisión es de gran importancia sólo en los reactores térmicos.

Dentro de los productos de fisión el veneno más importante es el xenón ^{135}Xe , cuya sección eficaz de captura es de $2,65 \cdot 10^6\text{ b}$.

El ^{135}Xe surge del decaimiento radioactivo del ^{135}I y también se produce en forma directa como producto de fisión del ^{235}U . El proceso es el siguiente:



Como la vida media del ^{135}Xe y del ^{135}I son tan cortas y las secciones eficaces de captura tan grandes la concentración de estos isótopos llega al equilibrio en forma relativamente rápida. Para reactores en base a ^{235}U el máximo de reactividad que introduce el ^{135}Xe es de -2,73%.

Apenas se detiene el reactor la producción de ^{135}Xe por fisión se detiene, pero no así la debida al decaimiento radioactivo del ^{135}I presente en el reactor. En consecuencia la reactividad por ^{135}Xe primero sube para luego decaer. Para distintos valores de flujo neutrónico al momento de parar el reactor la reactividad negativa del ^{135}Xe sigue las siguientes curvas:

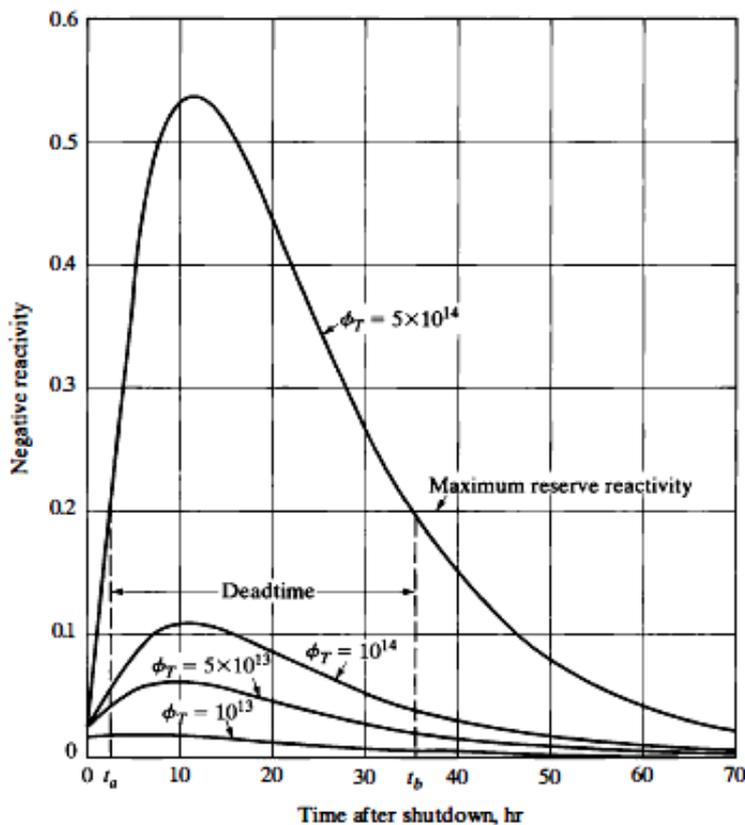


Figura A2-1 Envenenamiento por xenón en función del flujo neutrónico

Vemos que existe un tiempo t_b denominado tiempo muerto luego de la parada del reactor que es necesario superar para poder volver a arrancarlo, ya que la reactividad negativa producto del xenón supera a la reserva de reactividad disponible.

El envenenamiento por ^{135}Xe no solo se da ante la parada del reactor sino también cuando éste varía su potencia. Cualquier disminución de potencia dispara el envenenamiento por xenón.

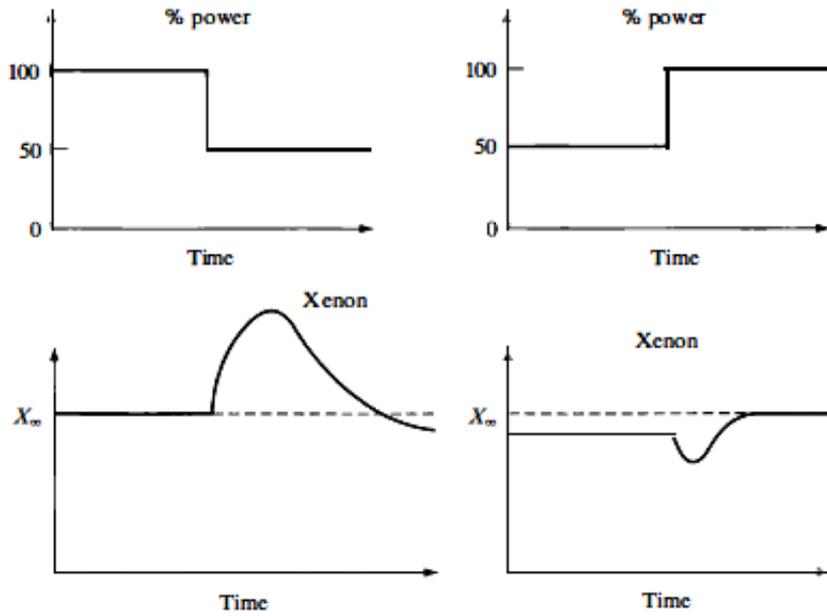


Figura A2-2 Envenenamiento por Xenón en función de la potencia entregada por el reactor

En una central eléctrica con carga variable a lo largo del día se da el siguiente efecto por envenenamiento por ^{135}Xe .

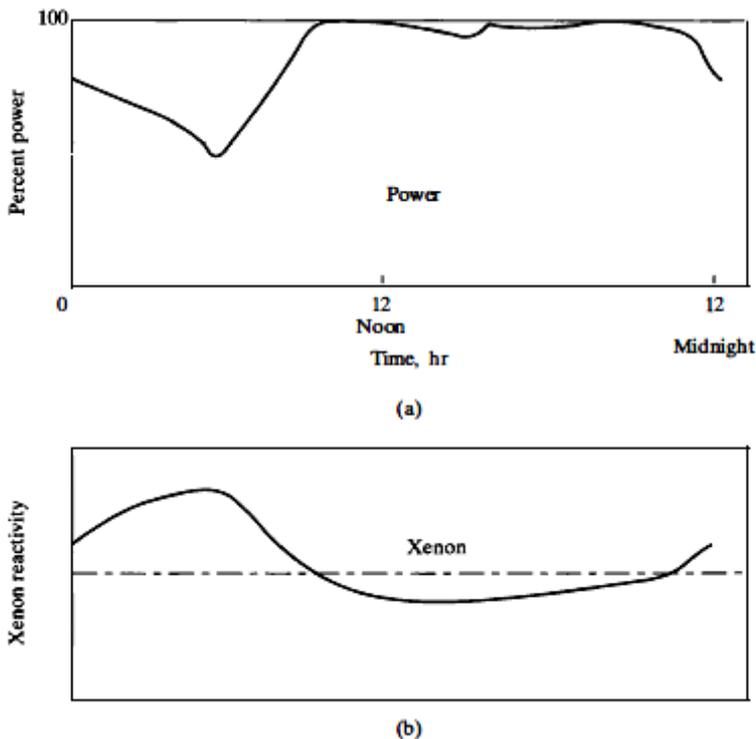
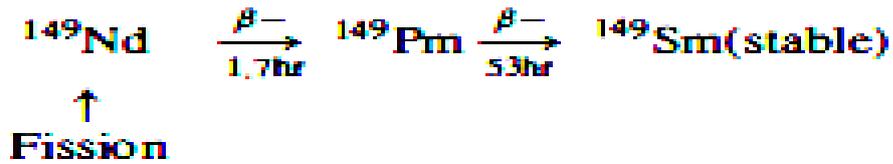


Figura A-3 Variación de la reactividad negativa por xenón en función de la potencia entregada por el reactor

Otro veneno importante es el ^{149}Sm cuya sección eficaz de captura es de 41000 b. Los efectos no son tan importantes como los del ^{135}Xe pero se los tiene en cuenta en la cinética del reactor. Surge en base a la siguiente reacción:



El ${}^{149}\text{Sm}$ tarda mucho más que el ${}^{135}\text{Xe}$ en llegar a su valor de equilibrio (varios días).

La reactividad negativa que introduce el envenenamiento por ${}^{149}\text{Sm}$ es independiente del flujo neutrónico a diferencia de lo que sucede con el ${}^{135}\text{Xe}$ y es de -0,442%.

Ahora cuando se apaga el reactor lo que sucede es diferente, la concentración de ${}^{149}\text{Sm}$ y de ${}^{149}\text{Pm}$ suben. El envenenamiento por ${}^{149}\text{Sm}$ es estable y permanece en el reactor hasta que el reactor vuelva a ponerse crítico, en cuyo caso el ${}^{149}\text{Sm}$ es eliminado por un proceso de absorción de neutrones.

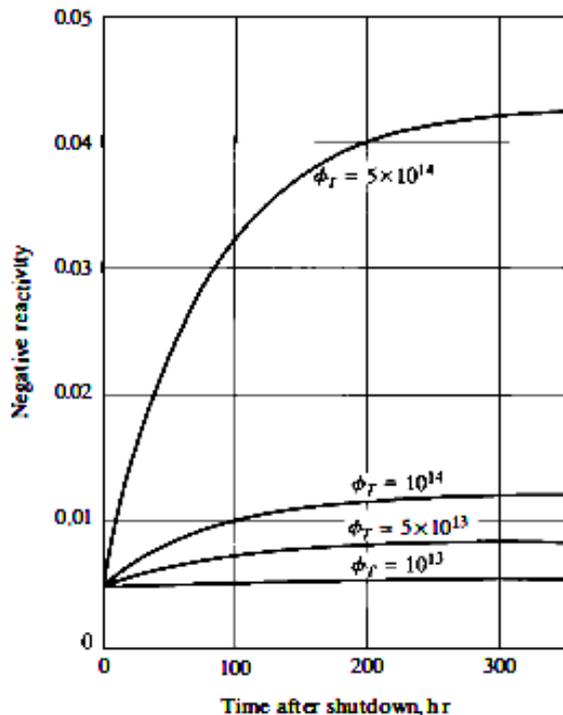


Figura A2-4 Variación de la reactividad por el Samario en función del flujo neutrónico

En un reactor cuyo combustible es ${}^{235}\text{U}$ con diferentes valores de flujo neutrónico antes del apagado se observa que en equilibrio la reactividad negativa que introduce el ${}^{149}\text{Sm}$ es constante para luego del apagado crecer en función del nivel de flujo neutrónico antes del apagado del mismo.

APENDICE 3 Apagado en caliente, en frío y stand by en caliente

Apagado en caliente: (hot shutdown) en este caso se manda el apagado del reactor (scram), se dispara el generador pero se mantiene la temperatura y presión del refrigerante primario mediante el calor producto del decaimiento radioactivo y la circulación del refrigerante primario.

Stand by en caliente: (hot stand by) en este caso se dispara la turbina y no el generador y la potencia del reactor se elimina vía el condensador haciendo un by pass a la turbina. Esta no es una condición normal ya que luego del accidente de TMI la regulación obliga a apagar el reactor si se dispara la turbina. La situación de stand by en caliente se da durante ensayos o cuando el disparo de la turbina puede resolverse en un breve lapso. Permite seguir quemando xenón.

Apagado en frío: (cold shutdown) se da cuando el refrigerante primario está despresurizado y a una temperatura menor a 95°C sin hervir.

Desde el momento de un apagado en frío a uno en caliente hay un lapso de tiempo de 12 a 24 horas, mientras que desde el momento del apagado en caliente a potencia nominal el lapso es de una hora aproximadamente.

APENDICE 4 Mejoras introducidas post Fukushima

Luego de acontecido el accidente de Fukushima, en Marzo del 2011, se han implementado una serie de mejoras en los diseños de los reactores de tercera generación enfocados a mejorar su resistencia ante eventos extremos externos (tsunamis e inundaciones, terremotos y tornados), un extendido black out (SBO) general de la planta, protección de las piletas de almacenamiento de elementos combustibles y mitigación de accidentes severos.

Cada diseño ha ido implementando las mejoras post Fukushima de diversa forma y grado, muchas de las cuales han surgido antes del año 2011 consecuencia de los atentados del 11 de Septiembre del 2001 en Estados Unidos. Las mejoras implementadas a partir del año 2001 apuntan a aumentar la resistencia del edificio del reactor, piletas de combustible quemados y auxiliares principales ante la caída de un avión comercial grande o un jet de guerra.

De los diseños que se destacan (ver tabla 10.3) realizare comentarios respecto del AP 1000 (PWR- Westinghouse), del EPR (PWR-Areva), del APR 1400 (Korea-Westinghouse), VVER1200 (PWR-Rusia), ACC 1000 (PWR China), Candu 750 (Canada-PHWR) y ABWR (USA).

Si bien en general todos los nuevos diseños confirman que han introducido mejoras post Fukushima, muchas de estas no están operativas a la fecha en plantas en operación.

AP 1000 (Westinghouse-Toshiba USA):

Este diseño de dos circuitos primarios ha sido certificado por la NRC en Estados Unidos en el año 2005 y están en construcción cuatro reactores en China. De las modificaciones implementadas se destacan:

Aumentar la resistencia ante las inundaciones, implementando medidas para mitigar sus efectos.

Back up del último sumidero de calor (UHS *ultimate heat sink*): aquí surgen varias alternativas tanto móviles como fijas. Las tecnologías fijas se basan en proveer agua de napas profundas (ver Atucha I) o enfriadores de aire calificados sísmicamente y emplazados en zonas más altas para evitar los problemas ante una inundación.

La solución móvil es el Toshiba Mobile Cooling System que permite extraer el calor del decaimiento radioactivo y permitir el apagado seguro de la planta. Introduce el concepto de

flexibilidad al estar ubicado en una zona no proclive a sufrir desastres naturales cercana a la planta para luego trasladarlo al sitio conectándolo mediante mangueras flexibles.

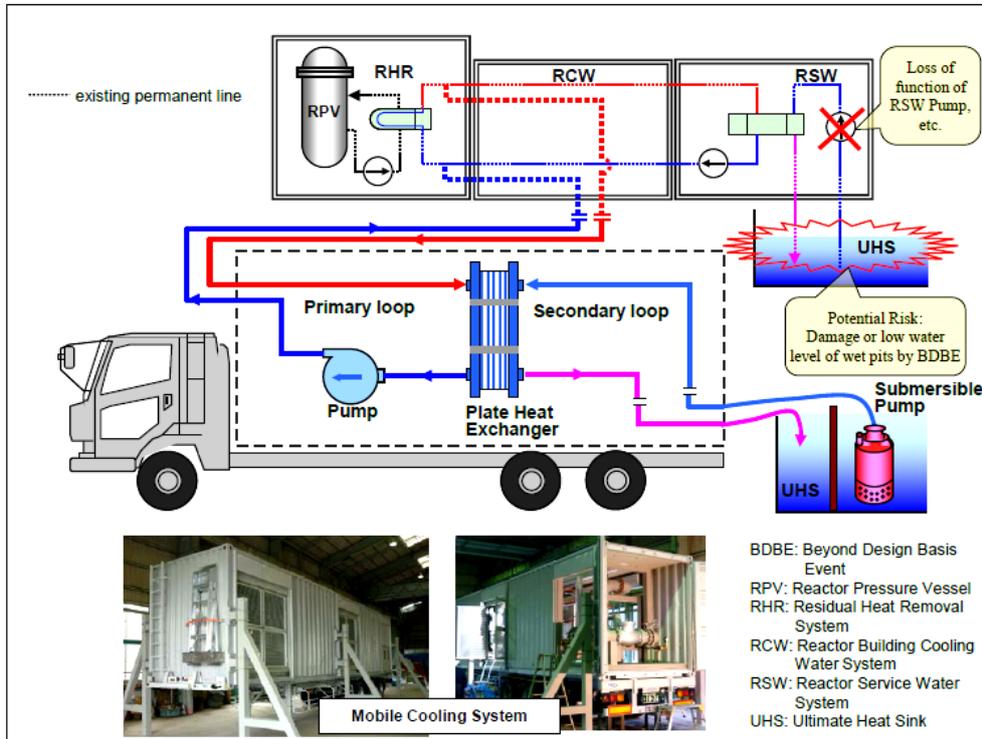


Figura A4-1 Toshiba Mobil Cooling System

Modificaciones a las estructuras, sistemas y componentes (SSCs) para reforzar y proteger elementos sensibles como bombas, motores, equipamiento de maniobra eléctrico. Se ha reforzado el techo de la sala de control para resistir la caída de un avión (esto a partir de requerimientos implementados por NRC de Estados Unidos luego de los atentados del 11 de Septiembre del 2001).

Bunkers para algunos sistemas de seguridad protegiendo así sistemas sensibles ante inundaciones, caída de aviones, terremotos, fuegos, explosiones y sabotajes. La decisión de implementar estos bunkers depende de la planta en cuestión.

Mejoras ante un prolongado SBO (*Station black out*), normalmente referido como EALP (*Extended Loss of AC Power*). Existen varias posibles soluciones:

a) Equipamiento móvil: la planta no puede depender únicamente de los generadores fijos de emergencia, para solucionar este problema se pueden implementar generadores móviles conectados convenientemente que suministren la energía necesaria para el enfriamiento del núcleo, de la contención y de las piletas de combustible quemado.

b) Establecer los puntos de conexión y los tableros asociados optimizando los mismos y a prueba de sismos (ver comentarios de Atucha II):

c) Sellos pasivos tipo GEN III Shield: permiten proteger al núcleo del reactor evitando la pérdida de agua a través de los sellos de las bombas (RCP *Reactor cooling pumps*) del sistema de refrigeración del reactor (RCS *reactor coolant system*) sin la necesidad de acciones del operador, energía eléctrica y lógica de control. Los típicos sellos de las bombas de refrigeración fallan permitiendo la pérdida del fluido primario en el caso de un SBO o de un EALP.



Figura A4-2 Shield passive thermal shutdown seal Westinghouse Gen III

d) Mejoras en las bombas accionadas por vapor: en los PWR las bombas agua de alimentación auxiliares y en los BWR las bombas que refrigeran al núcleo cuando este está aislado son, ante un SBO o un ELPA, el elemento más importante en lo atinente a la seguridad. Las bombas accionadas a vapor requieren energía para su control que ante un SBO puede no estar disponible, además de requerir sistemas de apoyo como lubricación forzada y refrigeración del aceite lubricante. La solución propuesta es una bomba mejorada del tipo accionada por vapor pero lubricada por agua que no requiere energía eléctrica por períodos de tiempo muy prolongados

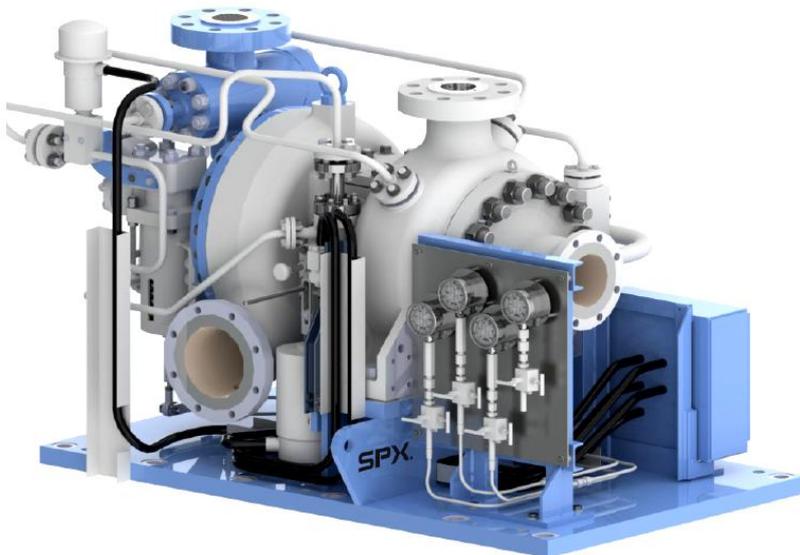


Figura A4-3 Turbine water-lubricated turbine/pump assembly ClydeUnion Pumps

e) Sistema adicional de refrigeración del núcleo: es un sistema opcional fijo y alternativo a los sistemas de refrigeración del núcleo. Consiste en una bomba especialmente dedicada, un suministro de energía independiente y las cañerías y válvulas necesarias para su conexión. Además puede tener un sistema de control del nivel del presurizador independiente y clasificado sísmicamente.

f) Sistema de inyección de boro móvil: ante un accidente severo se debe poder asegurar el suministro a agua borada al núcleo para mantenerlo en estado subcrítico. Esto se puede

implementar con un sistema móvil que esta a resguardo en un lugar adecuado y se transporta y conecta a la planta de ser necesario, permitiendo la inyección de agua borada por más de 30 días.

g) Mejoras en la duración de las baterías de emergencia: se logra con nuevas baterías del tipo ion-litio emplazadas en estructuras sísmicamente resistentes.

Protección de las piletas de combustible quemado: luego el accidente en Fukushima se ha dado una mayor importancia al control y aplicación del principio de defensa en profundidad al sistema de refrigeración de las piletas de combustible quemado. Para lograr esto se ha implementado un sistema de instrumentación acorde a la NRC EA-12-051 que permite un control confiable e independiente, por medio de un radar, del nivel del agua de las piletas aún ante condiciones ambientales extremadamente adversas. El sistema es de muy fácil instalación.

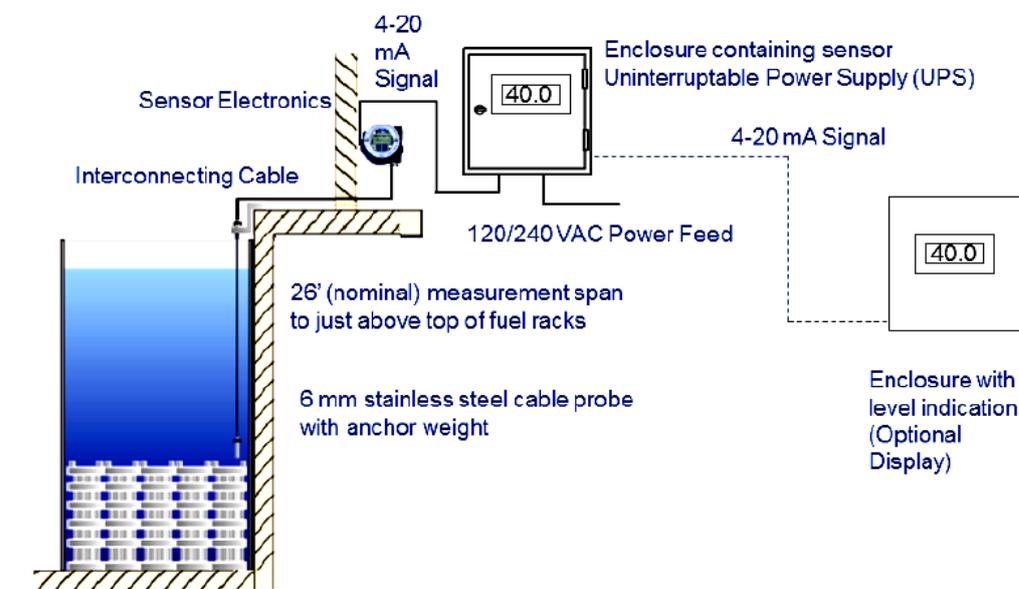


Figura A4-4 Sistema de control de nivel de agua en las piletas de combustible quemado

Además del sistema de medición de nivel de agua se ha implementado un sistema de enfriamiento de emergencia de las piletas basado en el principio de defensa en profundidad y autosuficiente para remover el calor producto del decaimiento radioactivo contando con su propio suministro eléctrico.

Mitigación de accidentes severos: se han implementado tecnologías para el filtrado de gases que deben ventearse, control de los niveles de hidrógeno, y guías para el manejo de accidentes severos.

El venteo puede ser necesario ante un accidente severo para preservar la integridad de la contención pero minimizando la cantidad de aerosoles o vapor de yodo liberados a la atmósfera.

Los tres sistemas propuestos son: sistema de filtrado en seco (DFM *dry filter method*), sistema de filtrado por cartuchos sumergidos en agua (SVEN *safety vent system*), sistema de múltiples venturis (MVSS *filtra multi-venturi scrubber system*).



Figura A4-5 Dry Filter Method (DFM). La principal ventaja es su instalación modular y bajo costo

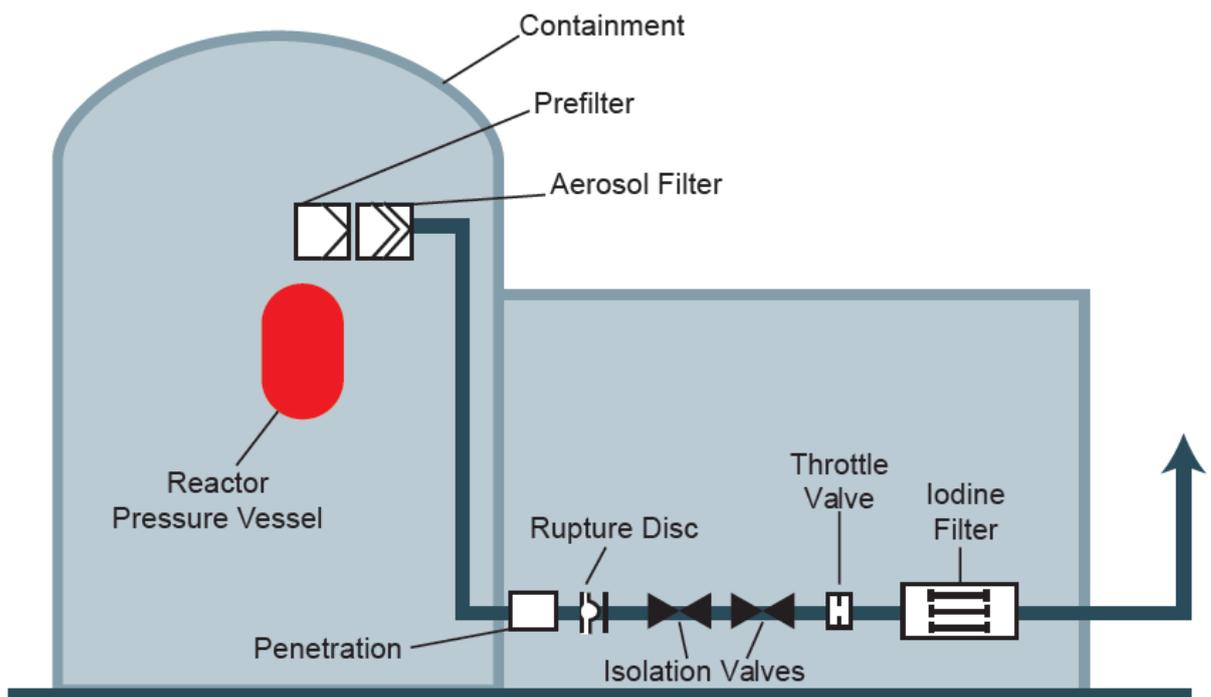


Figura A4-6 Dry Filter Method (DMF) con filtro de yodo fuera de la contención

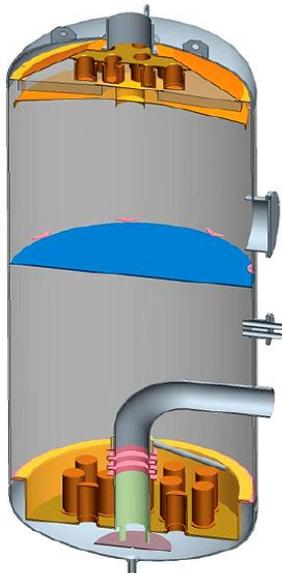


Figura A4-7: Safety Vent System (SVEN). Las principales ventajas son: su robustez , gran caudal y carga térmica, gran carga de aerosoles y pequeño volumen.

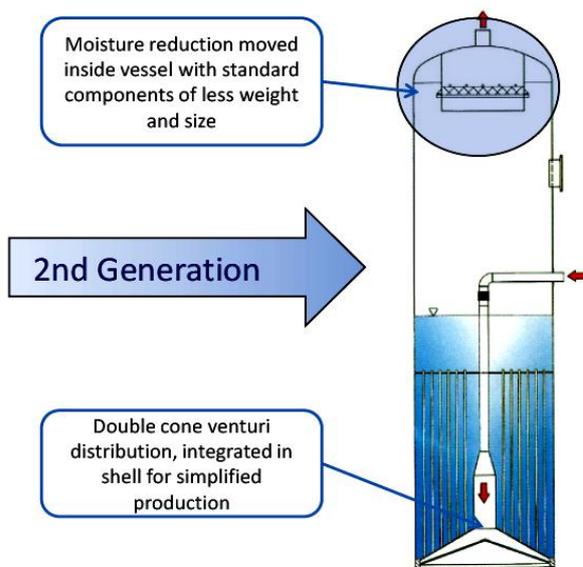


Figura A4-8: Filtra-MVSS filtered containment venting system. La principal ventaja elevada y consistente descontaminación de aerosoles y de yodo elemental.

Sistemas de control de niveles de hidrógeno: en Fukushima hubo varias explosiones por acumulación de hidrógeno en tres unidades que complicaron mucho más la situación. Para evitar esto se instalan PARs (*passive autocatalytic recombiners*).

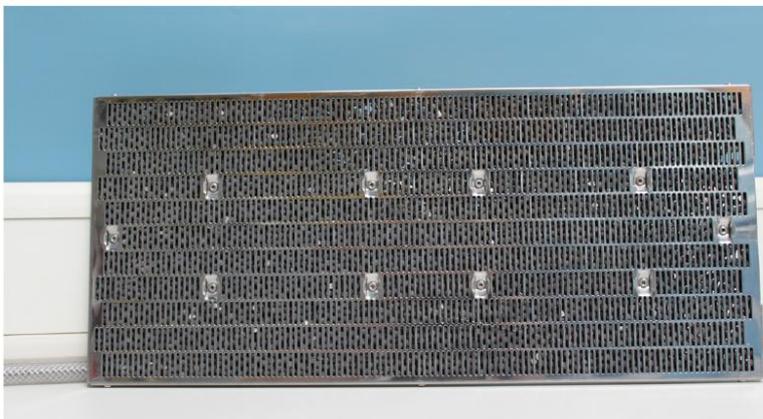


Figura A4-9: PARs

Habiendo explicitado las mejoras post Fukushima del AP 1000 estimo importante destacar las funciones básicas de seguridad que tiene implementadas desde su origen que apuntan a los dos requisitos básicos siguientes:

- Permitir el apagado del reactor aun cuando falle el sistema de protección del mismo.
- Permitir el enfriado a largo plazo de la planta aun sin circulación forzada del refrigerante.

Para lograr estos dos objetivos se aplica el criterio de seguridad pasiva empleando la gravedad, la circulación natural, el uso de gases comprimidos que permiten que ni el núcleo ni la contención se sobrecalienten.

Múltiples y diversos niveles de defensa en profundidad se implementan para lograr una bajísima frecuencia de daño del núcleo ($CDF < 10^{-6}$) 100 veces menor que en el caso de los PWR de segunda generación en funcionamiento y a su vez 20 veces menor que lo esperado para la tercera generación.

Dentro de los sistemas activos de seguridad como en todos los PWR están los siguientes sistemas como primera línea de defensa, ante transitorios y en operación normal:

- Sistema de control químico y de volumen
- Sistema de remoción de calor residual
- Sistema de arranque y agua de alimentación.

Dentro de los sistemas pasivos están:

- Sistema pasivo de enfriamiento del núcleo
- Sistema pasivo de aislación de la contención
- Sistema pasivo en enfriamiento de la contención
- Sistema de emergencia que asegura la habitabilidad de la sala de control

El sistema de enfriamiento pasivo del núcleo con sus diversas etapas es fundamental para la seguridad de la planta. En las siguientes figuras se analiza como actúan las diversas etapas ante un LOCA (*loss of coolant accident*).

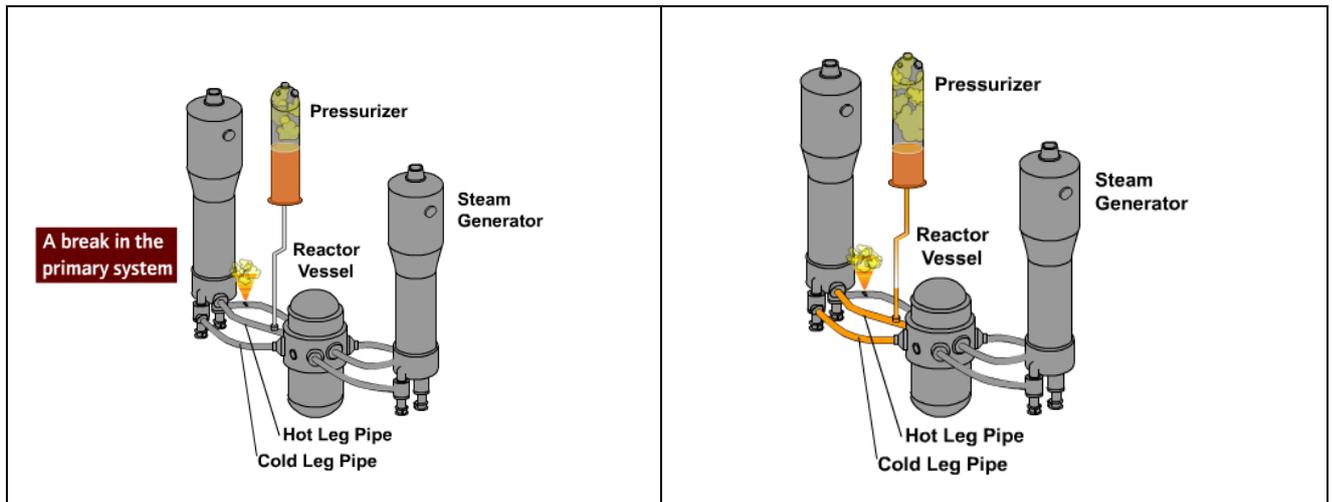


Figura A4-10 Izquierda : se rompe un caño primario.

Figura A4-10 Derecha : actúa el presurizador tratando de compensar la pérdida y al bajar el nivel de agua en este se activa el CMT (*Core Makeup Tank*).

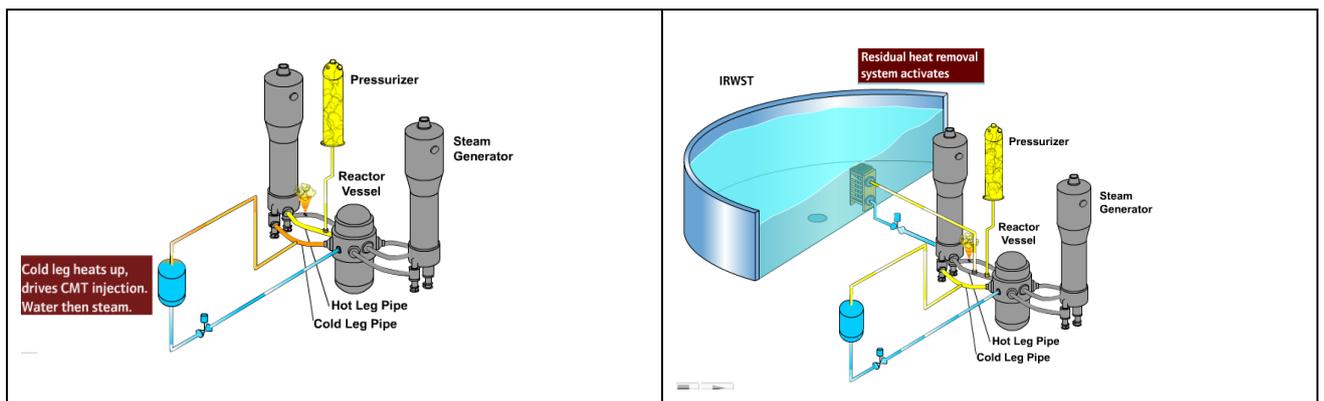


Figura A4-11 Izquierda: La rama fría del primario se calienta el CMT (*Containment Makeup Tank*) inyecta más agua que se convierte en vapor.

Figura A4-11 Derecha: Se activa el sistema de remoción de calor residual.

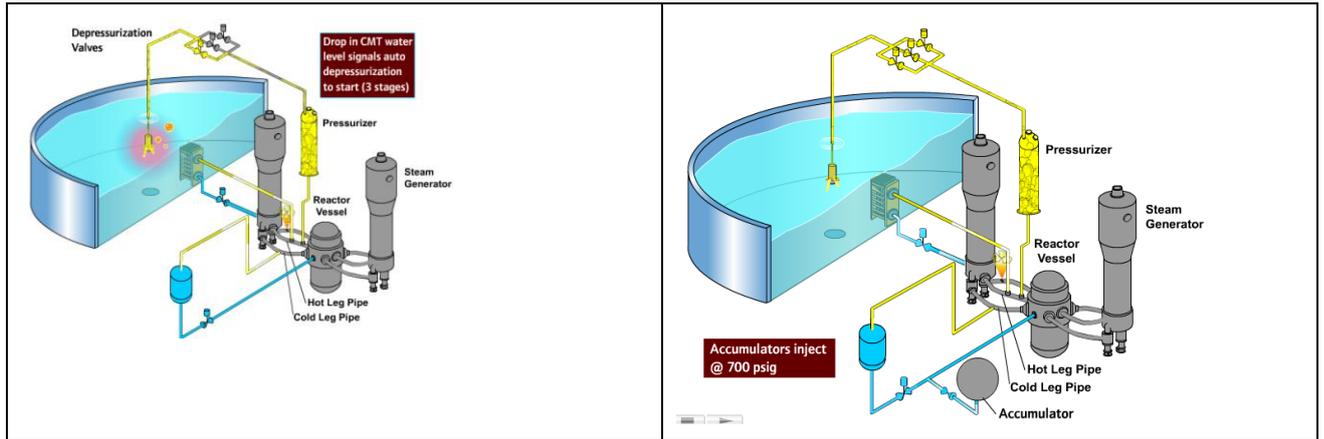


Figura A4-12 Izquierda: La caída del nivel de agua en el CMT manda a la despresurización automática en tres etapas.

Figura A4-12 Derecha: Se abren válvulas despresurizadoras.

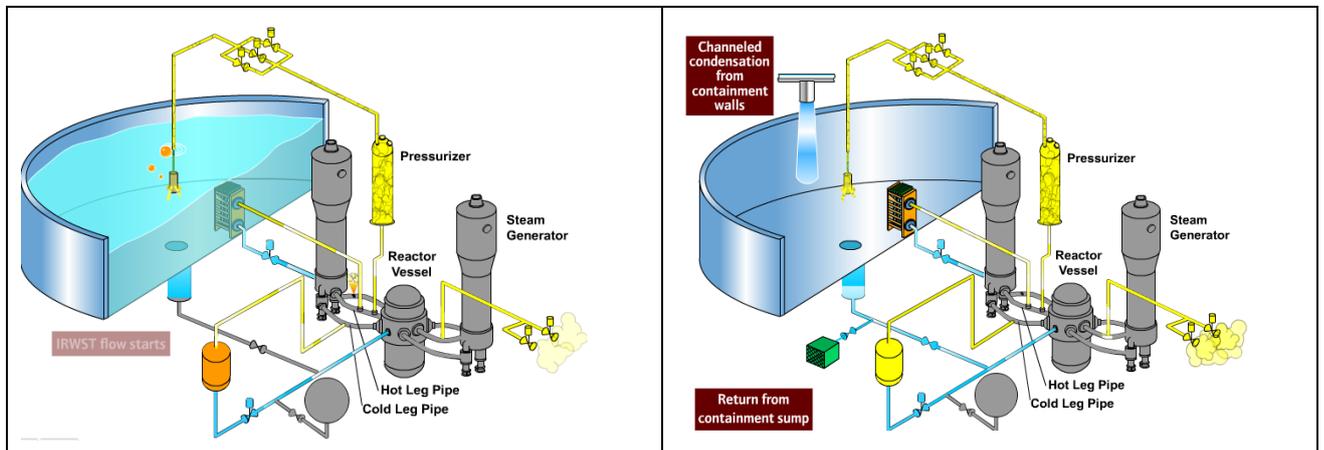


Figura A4-13 Izquierda: El acumulador (círculo gris abajo al centro) inyecta más agua a 700 psig = 48 bars

Figura A4-13 Derecha: Se activa una cuarta etapa de despresurización cuando el nivel de agua en el CMT baja a menos del 20%, comenzando el flujo de agua del IRWST (*In-containment refueling water storage tank*), se abren más válvulas y comienza la recirculación del agua que se colecta en el piso de la contención.

El sistema pasivo de aislamiento de la contención asegura que todas las cañerías que penetran a la misma se aíslan ante un accidente, limitando el escape de productos radioactivos.

El sistema pasivo de enfriamiento de la contención logra reducir rápidamente la presión interior y gracias a la circulación natural y a la evaporación de agua, contribuyendo al enfriamiento del núcleo. El tanque de agua ubicado en la parte superior tiene capacidad suficiente para refrigerar a la contención por 72 horas.

El sistema de emergencia de habitabilidad de la sala de control, a través de tanques de aire presurizados, permite que hasta once operadores permanezcan en la sala de control por más de 72 horas aislándolos de las radiaciones del aire contaminado.

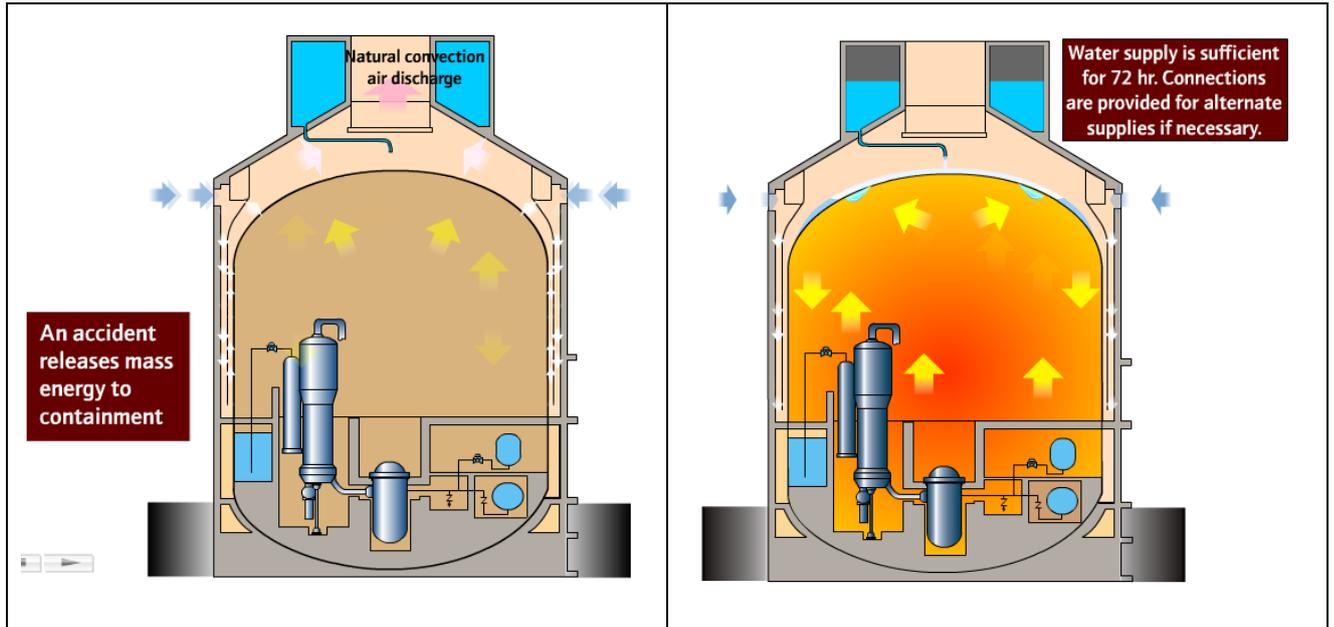


Figura A4-14: Sistema pasivo de enfriamiento de la contención, izquierda convección natural, derecha agua que refrigera la contención de acero por 72 horas

El layout general de la planta es simple con un reducido tamaño de la contención en relación a los diseños anteriores permitiendo reducir costos y siendo capaz de resistir los PEIs (*postulated initiating events*) como fuegos internos e inundaciones sin perder las funciones de seguridad. La reducción de tamaño de la isla nuclear permite bajar costos ya que en general el costo de un edificio antisísmico es tres veces superior a los comunes que se emplean en el resto de la planta, la isla nuclear es el único edificio antisísmico.

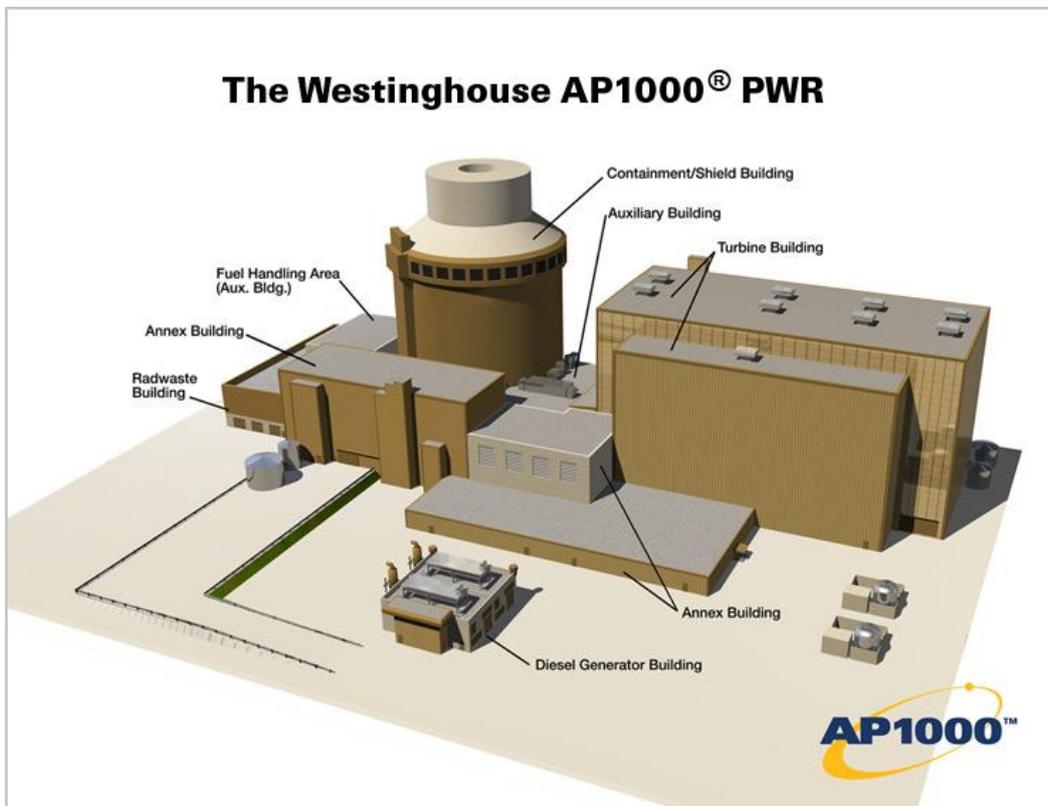


Figura A4-15: Westinghouse AP 1000, disposición de la planta.

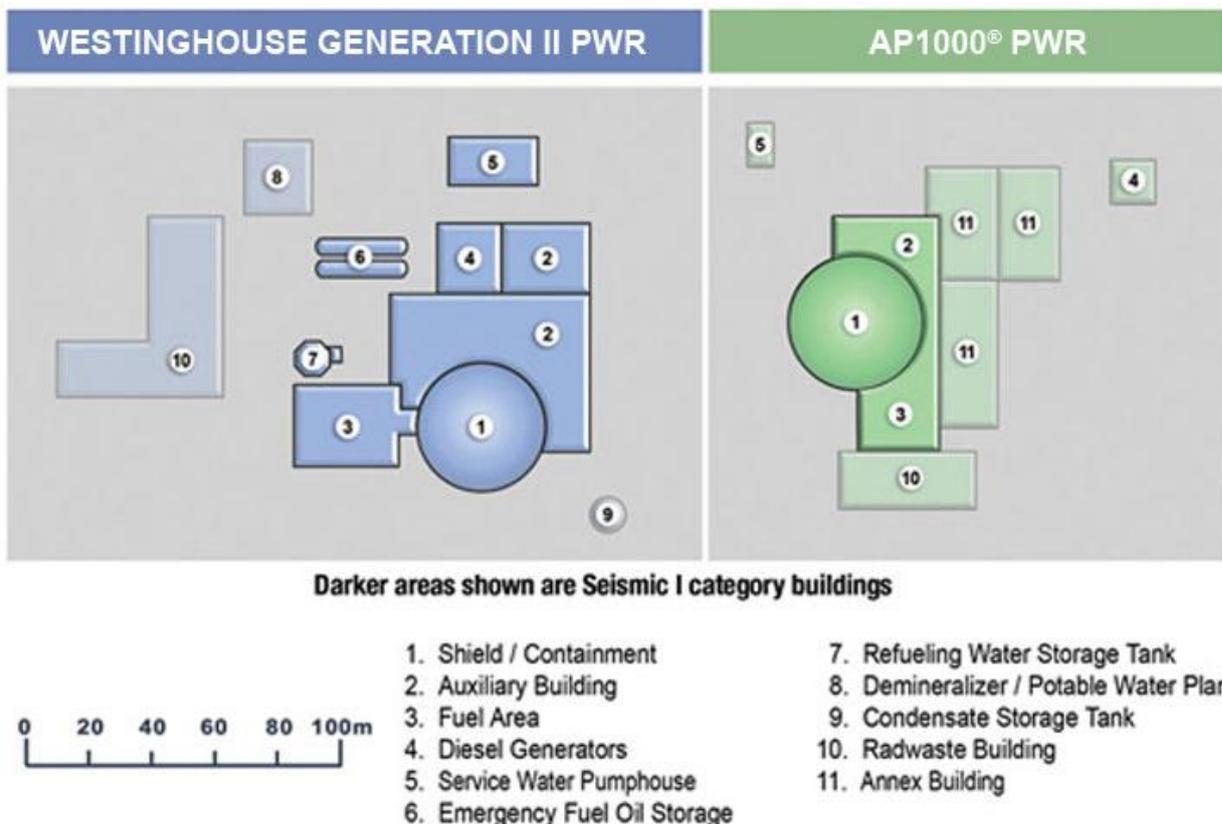


Figura A4-16: Comparación entre un PWR de segunda generación con el AP 1000 de tercera generación. Los edificios en verde oscuro forman la isla nuclear y son los antisísmicos.

EPR (PWR Areva Francia y Alemania)

Este PWR de 1650 MWe está basado en dos tipos de reactores el N4 y el KONVOI en operación en Francia y Alemania. El EPR ha introducido mejoras en cuanto a la seguridad, más específicamente en evitar daño al núcleo y mitigando, llegado el hipotético caso, las consecuencias. A su vez ha incorporado una notable resistencia ante eventos extremos externos incluyendo la caída de aviones comerciales grandes y terremotos.

Medidas de seguridad:

-Ha sido diseñado bajo el concepto de proteger a la población y el medio ambiente que lo circunda.

-Tiene cuatro sistemas independientes, físicamente separados y cada uno capaz de cumplir las funciones de seguridad.

-Tres barreras que evitan pérdidas entre el material radioactivo y el ambiente, siendo la tercera una contención de acero y hormigón pretensado diseñada para soportar elevadas presiones y temperaturas.

-Sistema de retención del núcleo fundido dentro de la contención. (Requisito de la Unión Europea)

Tecnología empleada:

- La tecnología surge de la experiencia de los reactores PWR franceses y alemanes NP4 y KONVOI.
- La instrumentación y control está totalmente computarizada.
- La introducción de un economizador axial en cada generador de vapor (son cuatro) permite tener una mayor presión de salida del generador de vapor y aumentar el rendimiento de la planta.
- Se reduce el consumo de uranio un 15% por cada MWh generado.
- Se maximiza la potencia de salida a 1650MWe.
- Se reduce el consumo de agua ya que el rendimiento de la planta es más elevado (η = eficiencia térmica 37%).
- Se disminuyen los niveles de exposición a radiación un 30% respecto de los promedios anuales de la WANO
- Mejor disponibilidad de la planta con el objetivo de alcanzar el 92%

Para minimizar los riesgos de un terremoto severo la isla nuclear completa está construida sobre una única base de hormigón reforzado, se ha reducido al máximo posible la altura de los edificios y los componentes pesados y los tanques de agua se han dispuesto al nivel más bajo posible.

En el caso de la resistencia a la caída de aviones se ha reforzado el techo del edificio del reactor, el edificio de las piletas de combustible quemado y dos de los cuatro edificios de servicios auxiliares. Los dos restantes están protegidos al estar emplazados lejos de la isla nuclear. A su vez los generadores diesel de emergencia están ubicados en dos edificios separados para evitar fallas en común.

Respecto a la seguridad basada en el diseño del EPR hay tres principios fundamentales:

- Extensión del rango de las condiciones de operación desde el diseño.
- Elección de materiales y equipos para reducir las probabilidades de funcionamiento anormal luego de un accidente.
- Mejorar la toma de decisiones por parte del operador.

Bajo estos tres postulados se reduce notablemente la probabilidad de fundirse el núcleo ($CDF < 6,1 \cdot 10^{-7}$), se eliminan prácticamente todos los accidentes con liberación de material radioactivo y se minimizan las medidas de defensa del público tanto en tiempo como en superficie si el núcleo llegara a fundirse.

Un set de cuatro sistemas de seguridad redundantes, independientes y emplazados físicamente en lugares distintos minimiza los riesgos de origen interno y externo

El riesgo de un gran LOCA se ha reducido drásticamente mediante el diseño adecuado del sistema de enfriamiento primario, el uso de piezas forjadas, de materiales especiales, y la implementación de medidas que detecten pérdidas incipientes con la planta en servicio.

El riesgo de una ruptura en un generador de vapor que conlleva a un transferencia de agua a presión del primario al secundario se evita fijando en los generadores de vapor del EPR una presión de inyección a la mitad de la cabeza menor que la presión apertura de las válvulas de seguridad del secundario, evitando así que se llene de agua el generador de vapor. Esto reduce el riesgo que una válvula de alivio del secundario se trabe en posición abierta y la liberación de agua desde el generador de vapor a la contención.

Los sistemas de seguridad son simples, redundantes, y diversificados para asegurar una respuesta confiable y eficiente.

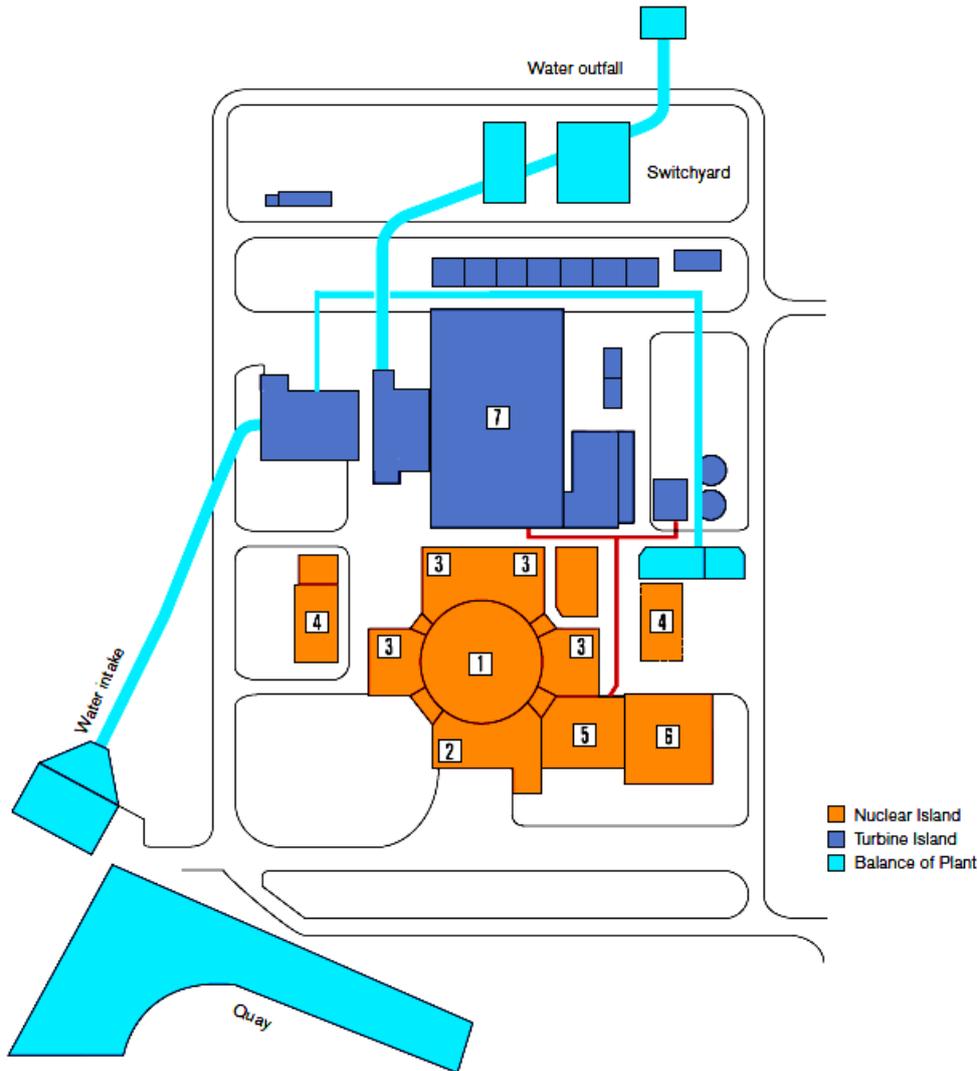


Figura A4-17: EPR Areva layout, 1 Edificio del reactor, 2 Edificio de combustible, 3 Edificios de auxiliares de seguridad, 4 Edificios de los generadores de emergencia diesel, 5 Edificio de auxiliares nucleares , 6 Edificio de combustible quemado, 7 Edificio de la turbina.



Figura A4-18: EPR Areva los cuatro sistemas de seguridad emplazados en cuatro edificios distintos rodeando al reactor para evitar causas comunes de falla.

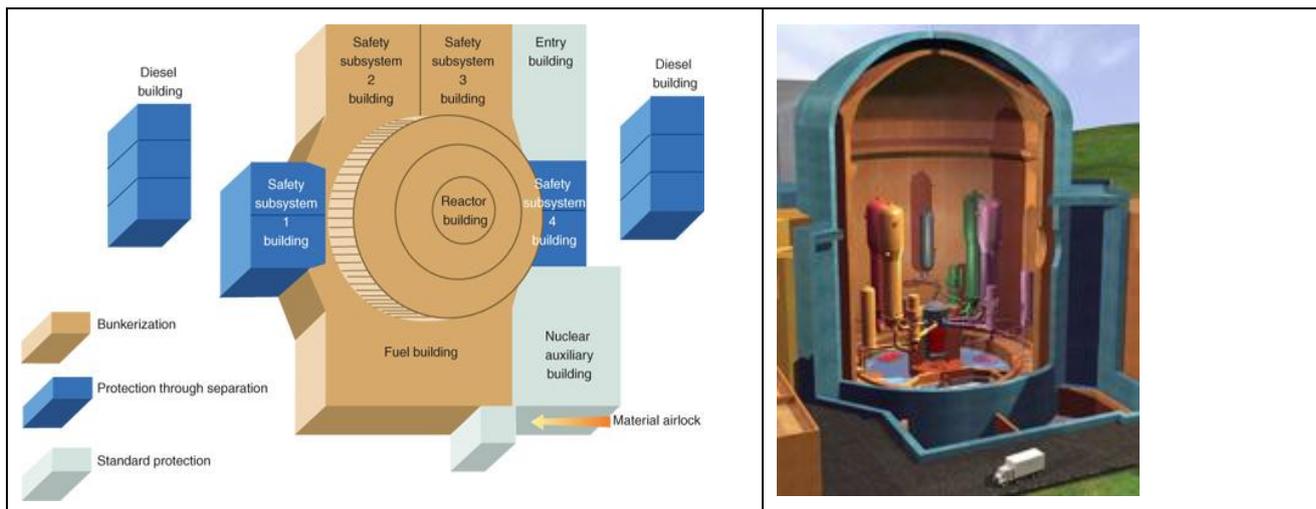


Figura A4-19: Izquierda: la estructura reforzada de hormigón pretensado cubre al reactor, a la piletta de combustibles quemados y a dos de los edificios de auxiliares. Derecha: la contención del reactor tiene una doble pared de hormigón de 1,30 m de ancho cada una, la primera interior cubierta con acero y la segunda no.

Las protecciones y acciones de defensa a implementar por los operadores ante incidentes o accidentes están automatizadas. Los operadores tienen treinta minutos para tomar acciones desde la sala de control y más de una hora desde otros sitios de la planta. Esto está relacionado con el sobredimensionamiento de elementos clave como el recipiente a presión, los generadores de vapor y el presurizador que aumentan la inercia de la planta.

En el caso extremo e improbable de que se funda el núcleo y que perfora el recipiente de presión a baja presión el material fundido es contenido y confinado dentro de la contención asegurándose la integridad de esta por mucho tiempo.

Hay válvulas de seguridad para evitar que se produzca la rotura del recipiente de presión debido al núcleo fundido en alta presión que son accionadas por el operador y una vez abiertas quedan siempre abiertas despresurizando al primario.

Los riesgos de una explosión de hidrógeno liberado se minimizan por la instalación de PARs y el diseño de la contención que soporta las deflagraciones de hidrógeno que pudieran ocurrir.

Si el núcleo fundido llegase a atravesar al recipiente de presión los desechos se juntan en un pozo recubierto con hormigón de sacrificio que los desparrama para permitir su enfriamiento.

Para evitar que la contención falle luego de un accidente severo se instala un doble sistema de rociadores con intercambiadores de calor y su propio sumidero de calor. Los operadores tienen hasta doce horas para ponerlo en funcionamiento gracias al gran volumen de la contención (80000 m³). Un segundo sistema permite inyectar agua directamente al pozo donde se encuentran los desechos del núcleo fundido.

Las pérdidas internas que pudieran darse en la contención ante un accidente severo deben juntarse al ser esta la última barrera que queda. Para que la misma no falle se han implementado las siguientes medidas:

- a) Un recubrimiento de 6 mm de acero emplazado en el interior de la contención.
- b) Todas las entradas a la contención tienen válvulas redundantes de aislación y sistemas de recuperación de pérdidas.
- c) La arquitectura de los edificios que rodean al reactor, como los sistemas de sellado de todas las penetraciones eliminan cualquier posibilidad de pérdidas al exterior.

- d) El espacio entre la contención de hormigón interior y la exterior esta a presión menor que la atmosférica para poder juntar cualquier pérdida.
- e) Hay sistemas de ventilación de la contención y filtrado de gases que deben ser venteados.



Figura A4-20: Encaso que el núcleo se funda los desechos se juntan en un pozo especialmente dedicado

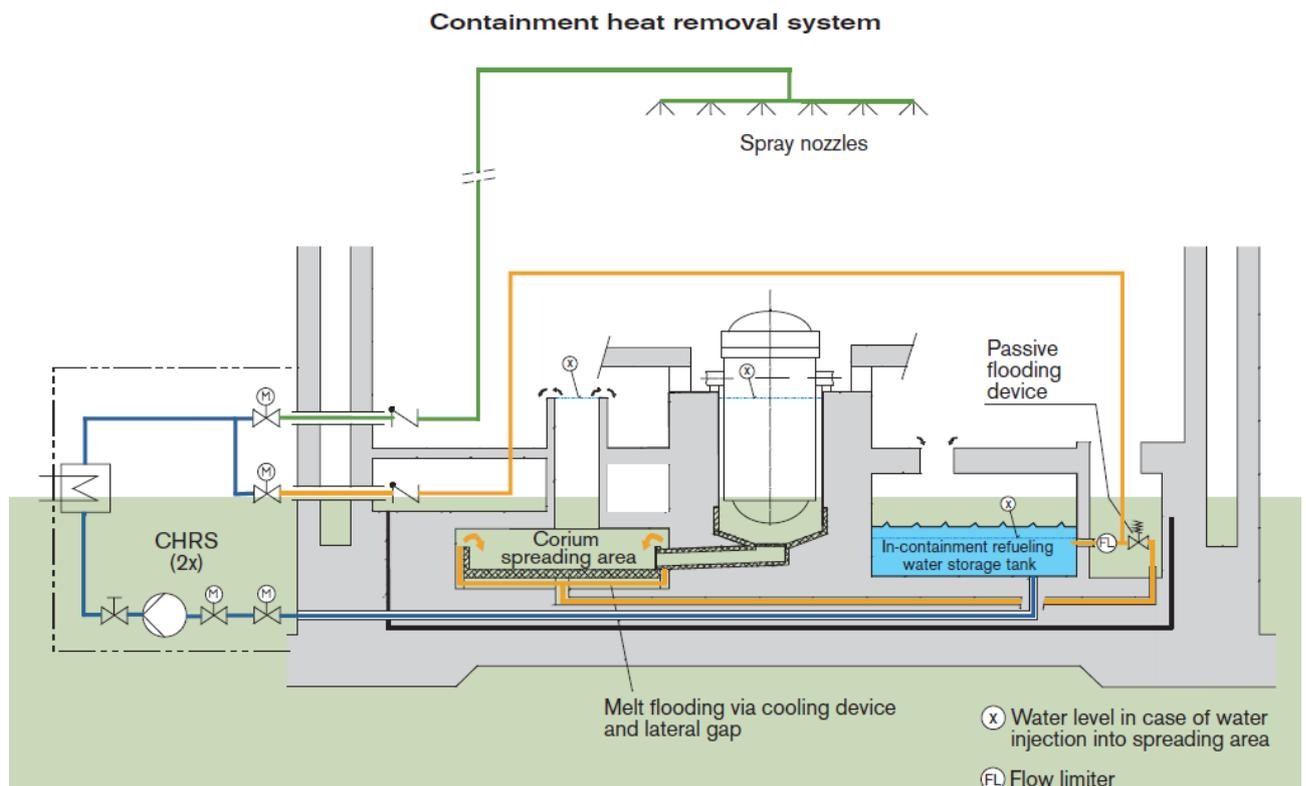


Figura A4-21: Sistemas que actúan en caso de fundirse el núcleo

Hay cuatro plantas en construcción, una en Finlandia, otra en Francia y dos en China.

La primera en Finlandia ha tenido muchas demoras e inconvenientes fundamentalmente por problemas en la instrumentación y control ya que no se ha verificado la independencia de los sistemas operativos de control de los sistemas de seguridad, lo cual es una falla grave en la seguridad. Estos problemas relacionados en parte a la instrumentación y control de un reactor tan

grande (1650MWe) han llevado a Areva a volver sobre sus pasos y ofrecer nuevos desarrollos basados en reactores de mediano tamaño del orden de 1000MWe.

El EPR esta aprobado por Francia, y se encuentra bajo análisis de certificación en Inglaterra y Estados Unidos.

Durante el año 2007 el EPR fue en general bien recibido por la industria y operadores ya que era notablemente más seguro y económico en la producción de energía, no obstante al ser tan grande y tan complicado en su instrumentación y control su costo se encareció notablemente y su seguridad ha tenido problemas.

APR 1400 (PWR Korea)

Este PWR de 1450 MWe es un diseño del año 1999 basado en los diseños anteriores de KSNP (*Korean Standard Nuclear Power Plant*), que fue aprobado por la autoridad regulatoria de Corea en el año 2002. Hay cuatro plantas en construcción en Corea y dos más en Emiratos Arabes Unidos. Los requerimientos generales que cumple son:

- Potencia 4000MWt
- Vida útil 60 años
- Resistencia sísmica 0,3g
- CDF < 10^{-5} años reactor (*Core damage frequency*)
- LRF < 10^{-6} (*Large release frequency*)
- Disponibilidad de la planta 90%
- Exposición a radiación de operarios menor que 1 manSv por reactor año.
- Menor costo (20%) respecto de otras plantas de energía

Objetivos de seguridad y filosofía de diseño:

Desde su diseño se apuntó a mejorar la seguridad con los siguientes objetivos básicos siguiendo el concepto de falla única, prevención de efectos adversos tanto internos como externos, separación física de componentes, protección contra sismos, inundaciones e incendios.

- a) CDF < 10^{-5} años reactor (*Core damage frequency*)
- b) El operario más expuesto en el límite del predio no debe recibir una dosis de radiación mayor que 0,01Sv = 1 rem durante las 24 horas posteriores a la falla de la contención. La probabilidad de exceder este límite debe ser menor que 10^{-6} por año.
- c) La frecuencia de un accidente que libere isotopos radioactivos de larga vida media tal como el Cs137 cuya concentración impida el uso de la tierra debe ser menor que 10^{-6} .
- d) Ocho horas tiene los operadores para paliar un SBO (*Station Black Out*).
- e) Hasta treinta minutos tiene el operador para reasumir el control ante una falla no prevista.
- f) El margen de diseño térmico del núcleo está sobredimensionado en un 10 a 15%.

En el caso de los accidentes severos los objetivos apuntan a la prevención y a la mitigación de los mismos:

Prevención:

- a) Aumentar los márgenes de diseño del presurizador, generadores de vapor y margen térmico.
- b) Incorporar medidas ingenieriles relativas a la seguridad confiables y de duración extendida.
- c) Prevención de cualquier bypass de la contención.

Mitigación:

- a) Limitar la cantidad de hidrógeno instalando PARs.
- b) Proveer el enfriamiento del reactor y de la contención.
- c) Proveer el enfriamiento externo del recipiente de presión.
- d) Construir una contención grande y robusta.
- e) Instalar un IRWST (*In containment refueling water storage tank*)

En Octubre del 2013 Kepco (*Korea Electric Power Corporation*) y su subsidiaria Korea Hydro and Nuclear Power presentaron ante la NRC en Estados Unidos la documentación para comenzar el proceso de certificación.

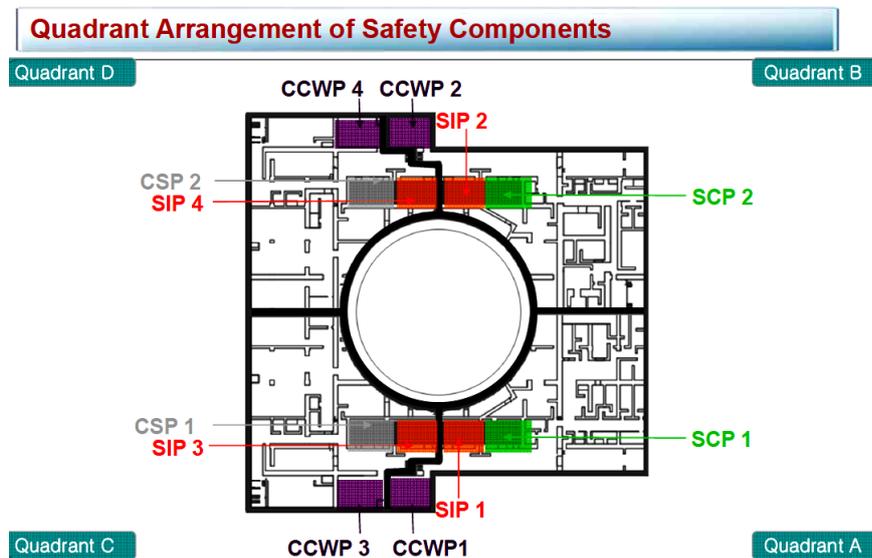
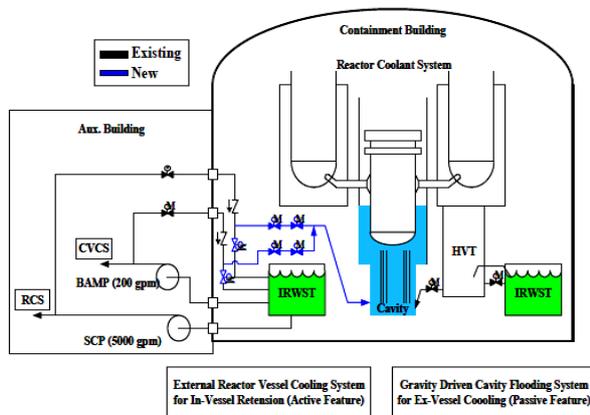


Figura A4-22: APR 1400 Korea disposición física de elementos vinculados a la seguridad en cuatro cuadrantes
SIP safety injection pump, SCP shutdown cooling pump, CSP Containment spray pump, CCWP Component cooling water pump



Reactor Cavity Flooding System

- Flooding reactor cavity to cool molten core
- Water Source : IRWST
- Water driving force : Gravity
- Designed in accordance with SECY-93-087
 - Cavity floor area > 0.02 m²/MW_t

In-Vessel Retention – ERVC strategy

- Submerging reactor vessel lower head to cool and to retain molten core in reactor vessel
- Water source : IRWST
- Water driving force : SCP, BAMP

Figura A4-23: APR 1400 Korea sistemas de mitigación de accidentes severos

VVER-1200 (V-491 Rusia)

Este PWR de 1170 MWe es un diseño del año 2006 basado en los reactores VVER anteriores (VVER440 de 1971, VVER1000 de 1980) desarrollado en Rusia y con la seguridad mejorada. La eficiencia de la planta ronda el 33,9 % con una disponibilidad proyectada el 90%.

VVER del ruso reactor de energía refrigerado y moderado por agua es el equivalente a los PWR de occidente. Hay cuatro plantas en construcción.

Las características principales de diseño son las siguientes:

- El núcleo está compuesto por prismas hexagonales
- Los generadores de vapor son horizontales
- La piletta de combustible quemado esta dentro de la contención
- No hay aberturas en la base del reactor
- El recipiente de presión es de acero al carbono aleado forjando en forma de anillos sin soldaduras verticales
- Los tubos de los generadores de vapor son de acero inoxidable de pared gruesa
- Las barras de combustible tienen vainas de zirconio-niobio

Respecto de la seguridad los VVER 1200 cumplen con los requisitos de Rusia, de la Unión Europea (EUR) y de la IAEA.

La planta está diseñada con capacidad de limitar los eventos disparadores como así sus consecuencias por largos períodos de tiempo dentro de los límites de diseño (inherent safety properties). Las características principales para lograr esto son:

- Aumentar el volumen de líquido por encima del núcleo
- Aumentar el volumen del refrigerante primario en relación a la masa del núcleo y a la potencia térmica del mismo

- Aumentar la capacidad del presurizador
- Una gran cantidad de agua del lado secundario de los generadores de vapor
- Las barras de control caen por gravedad
- La potencia del núcleo se auto limita gracias a un coeficiente de reactividad negativa ante subidas de temperatura del combustible y el refrigerante como también de la potencia (recordar lo acontecido en Chernobil).
- Uso de elementos pasivos, aislamiento de fallas, y dispositivos de limitación y descarga.
- El uso de la inercia de las bombas principales para no dañar al núcleo ante una caída de suministro eléctrico y hasta que respondan los sistemas de emergencia.

Descripción y características de los elementos principales:

Recipiente de presión: no tiene soldaduras en la zona del núcleo, y no tiene uniones por debajo de la entrada de agua fría

Generadores de vapor: son horizontales permitiendo una disposición compacta sin aumentar la superficie de la contención, facilitando el mantenimiento tanto del lado primario como del secundario y mejorando la resistencia sísmica. Son muy confiables, sin vibraciones, seguros gracias a la circulación natural, a una efectiva remoción de gases del interior y a los tubos de acero inoxidable gruesos que se emplean en su construcción.

En la siguiente figura se observa el layout de la planta destacándose que las piletas de combustible quemado están dentro de la contención al igual que el circuito primario.

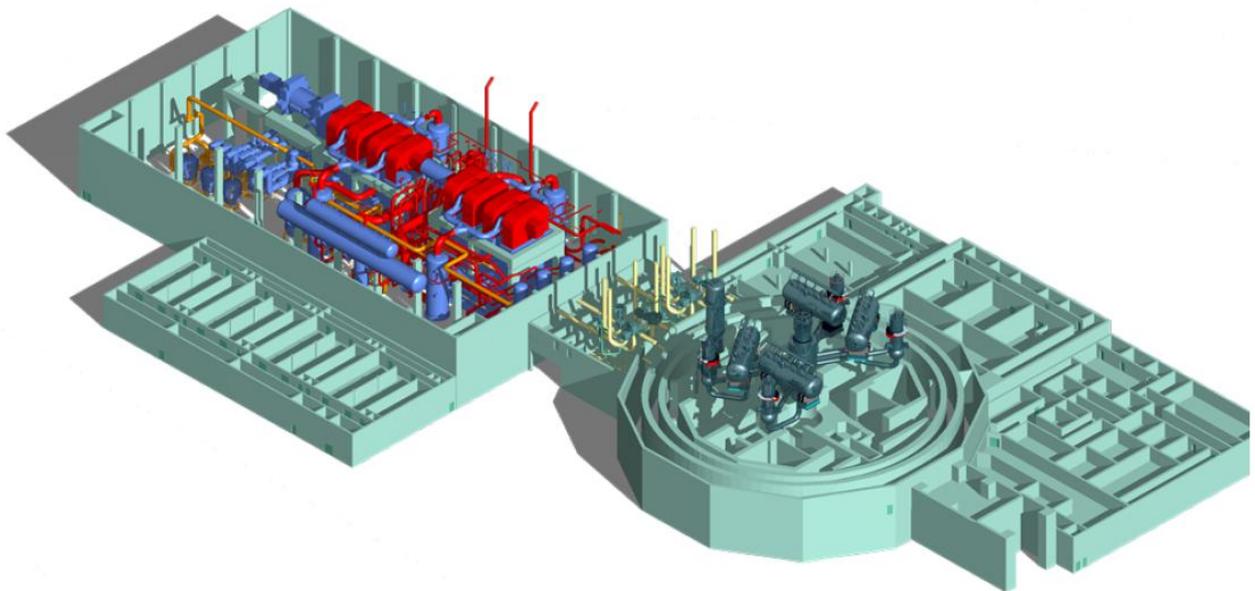


Figura A4-24: VVER 1200 (AES 2006) layout de la planta

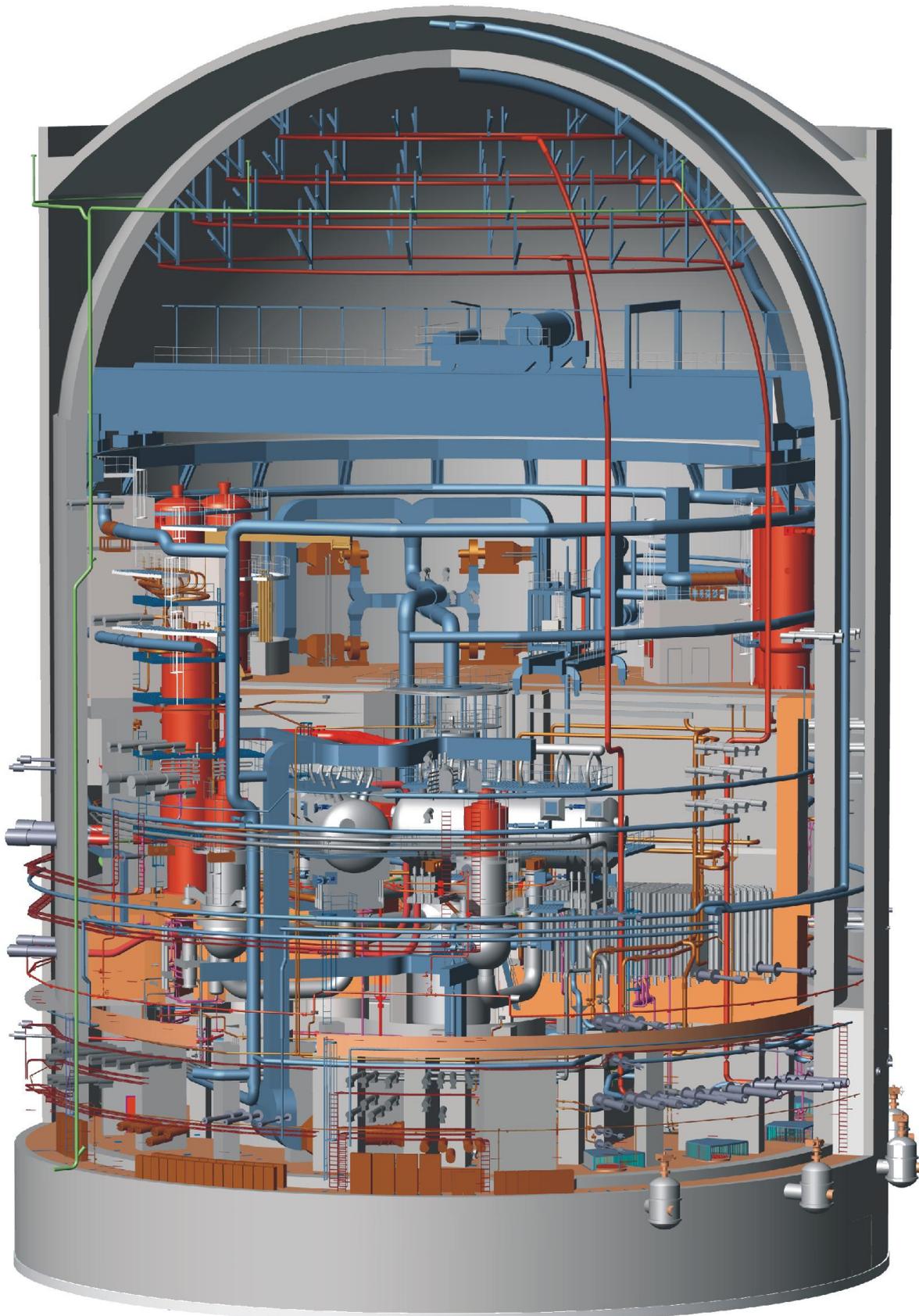


Figura A4-25: VVER 1200 (AES 2006) edificio del reactor con su interior

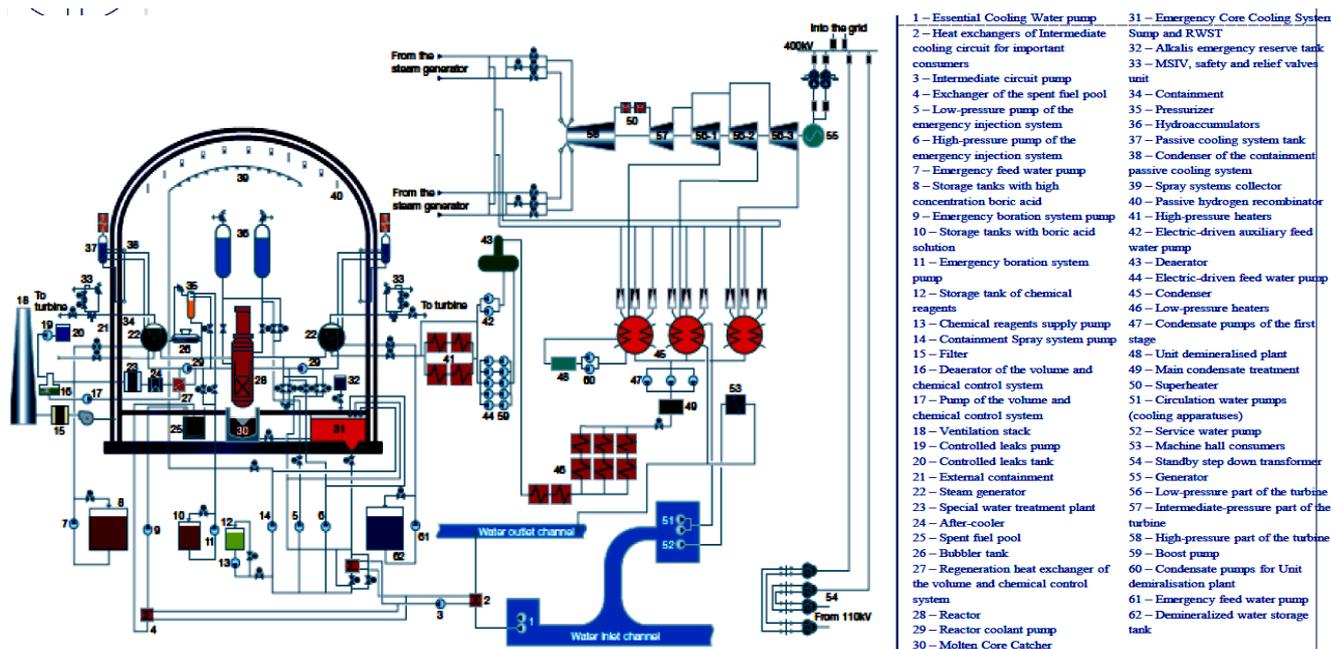


Figura A4-26: VVER 1200 (AES 2006) esquema principal

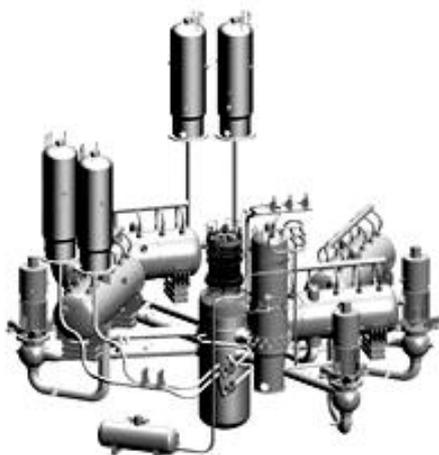


Figura A4-27: VVER 1200 (AES 2006) disposición de los cuatro generadores de vapor horizontales

Sistemas activos de seguridad del VVER 1200:

- Sistema de rociadores en alta presión de emergencia
- Sistema de rociadores de baja presión de emergencia
- Sistema de remoción de gas
- Sistema de inyección de boro
- Sistema de alimentación de agua de emergencia
- Sistema de remoción de calor residual
- Asilamiento del circuito de vapor

Sistemas pasivos de seguridad del VVER 1200

- Sistema pasivo de enfriamiento del núcleo
- Sistema pasivo de remoción del calor de la contención
- Sistema pasivo de remoción del calor vía los generadores de vapor
- Doble contención y retención del núcleo fundido

Además de los sistemas mencionados hay válvulas limitadoras de presión del primario y del secundario con funcionamiento activo y pasivo (PORVs *pressure operated relief valves*).

Los objetivos de seguridad se reflejan en los siguientes índices:

CDF < 10^{-6} (Core damage frequency)

LERF < 10^{-7} (Large early release frequency)

Exposición a radiación de operarios < 0,39 man-Sv/ reactor year

Tiempo de gracia para acción del operador: 6 horas

El edificio del reactor es de doble pared, la primera interior de hormigón pretensado recubierto de acero, y la segunda de hormigón sin pretensar para que ante la caída de un avión esta se dañe, y disipe la energía sin afectar a la pared interior. Esta construido sobre una única base de hormigón de 2,4 metros de espesor.

Los sistemas de seguridad están diseñados para seguir operativos ante un terremoto de magnitud 8 en la escala MSK-64 cuya probabilidad de ocurrencia es de una vez cada 10000 años. La planta debe seguir operando luego e un terremoto de magnitud 7 que se da una vez cada 100 años. El DBE (*Design Basis Event*) considerado es de 0,25 g.

En general y gracias a la experiencia ganada con su predecesor AES 91 operando en China desde 2007 los VVER 1200 (o AES 2006 o MIR 1200) basan su diseño en:

- a) Tecnologías bien probadas
- b) Reduciendo costos en base a la experiencia ganada
- c) Logrando niveles de seguridad aún ante DEC (*Design Extension Conditions*)

Para lograr esto último los principios aplicados son:

- Optimizar las configuraciones de seguridad basados en seguridad activa en general para DBA (Design basic accident) e implementando seguridad pasiva para BDBA (*Beyond Design Basic Accident*)
- Diversidad, redundancia, y separación física (cuatro trenes independientes de parada, separados físicamente en distintos edificios).
- Reducción de la emisión radioactiva
- Reducción de la influencia humana

En base a estos principios y conceptos se introdujeron las siguientes mejoras:

- La planta puede soportar un SBO sin problemas por más de 72 horas.
- IRWST (*In containment refueling water storage tank*)
- Sistema de enfriamiento pasivo de la contención (C-PHRS Containment Passive Heat Removal System).
- Sistema de enfriamiento pasivo a través de los generadores de vapor (PHRS-SG Passive Heat Removal System – Steam Generators).
- Sistema de remoción de hidrógeno via PARs
- Contención del núcleo fundido

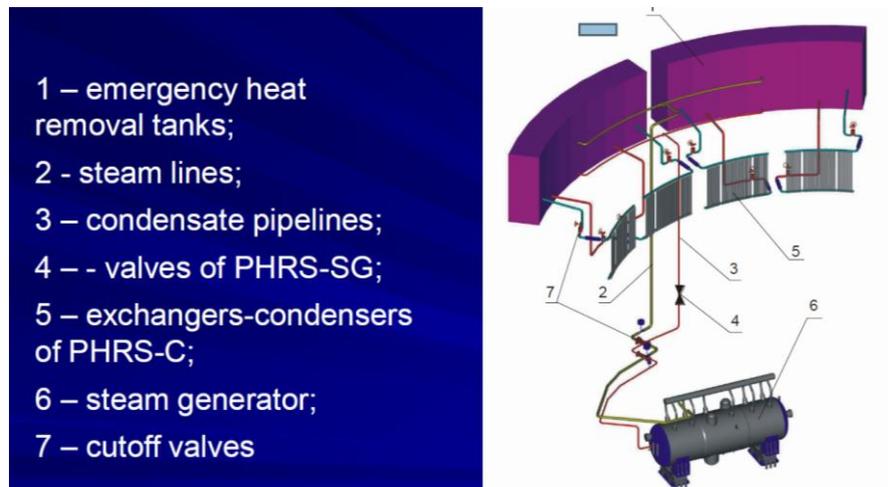


Figura A4-28: VVER 1200 (AES 2006) sistema pasivo de enfriamiento de la contención (CHRS) y sistema pasivo de remoción del calor via los generadores de vapor(PHRS/SG).

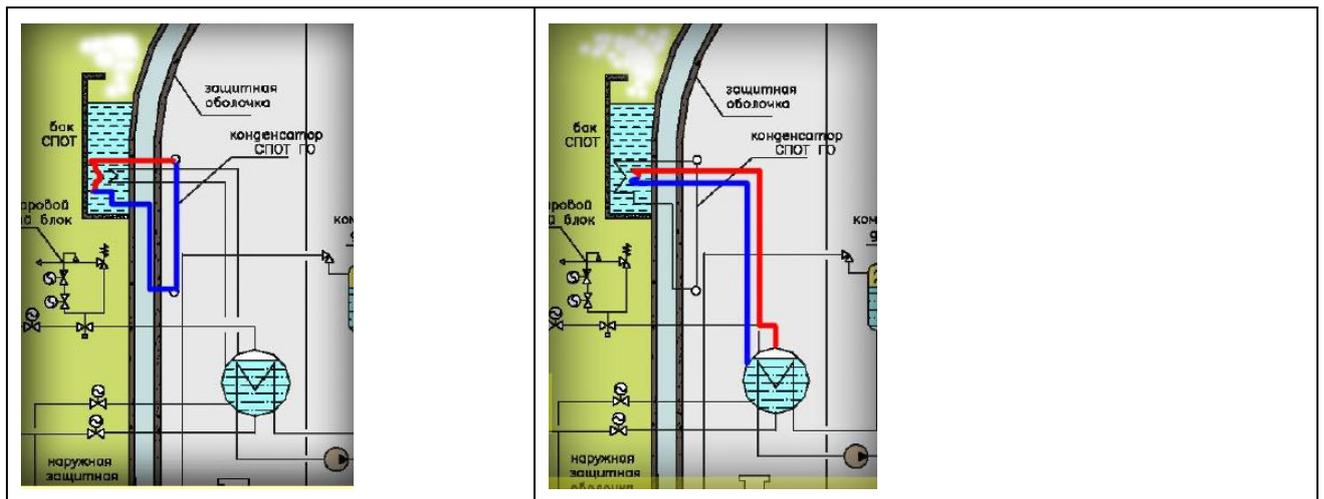


Figura A4-29: VVER 1200 (AES 2006) Izquierda sistema pasivo de enfriamiento de la contención (CHRS) y Derecha sistema pasivo de remoción del calor via los generadores de vapor (PHRS/SG).

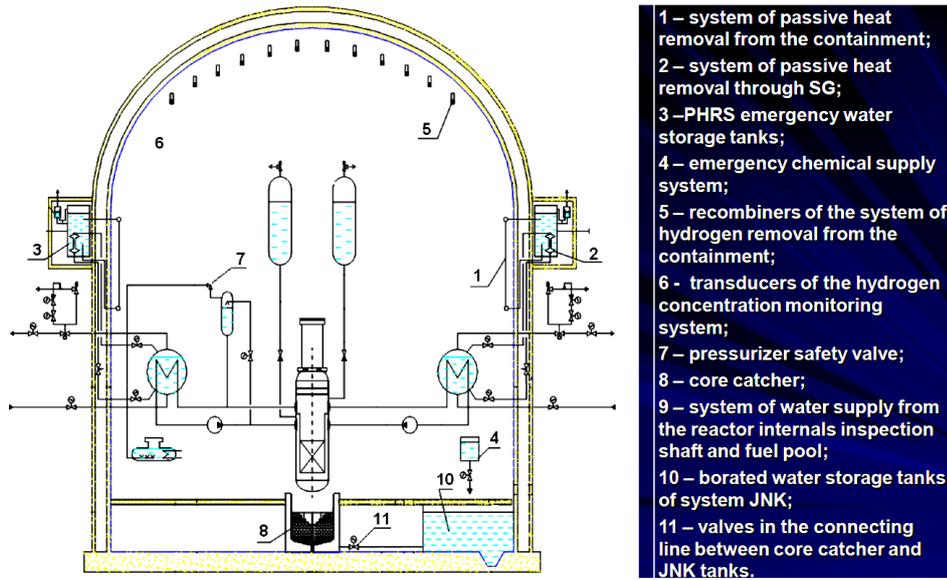


Figura A4-30: VVER 1200 (AES 2006) esquema de sistemas pensados para el manejo de accidentes más allá de los básicos de diseño (BDBA).

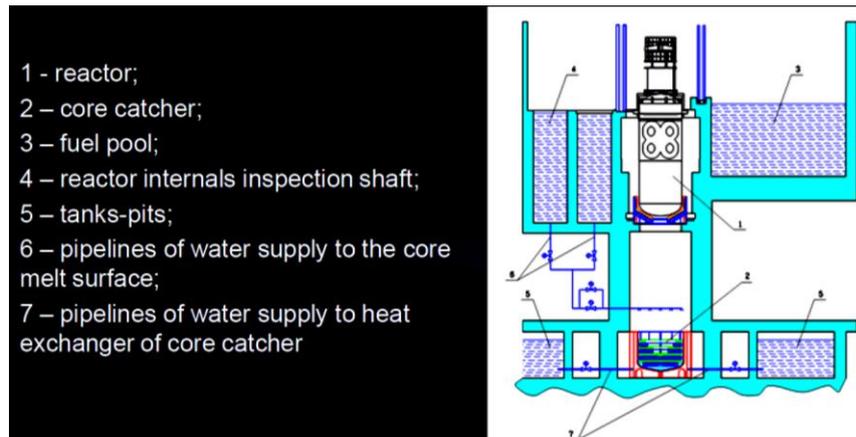


Figura A4-31: VVER 1200 (AES 2006) Sistema de suministro de agua al pozo en se colectan los desechos del núcleo fundido desde tanques de agua dentro de la contención

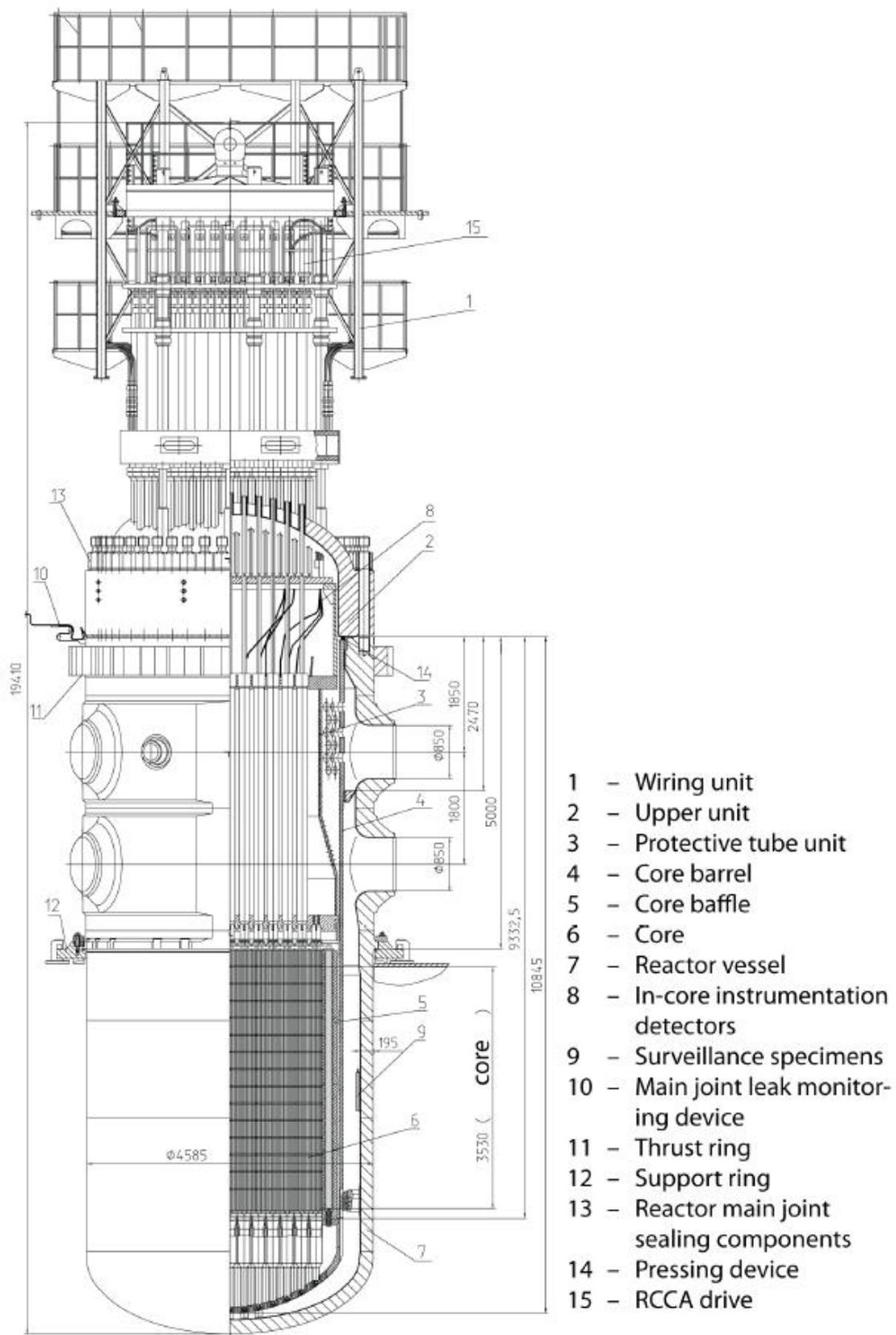


Figura A4-32: VVER 1200 (AES 2006) El recipiente de presión se destaca por ser de acero forjado en forma de anillos sin penetraciones ni soldaduras verticales en la zona del núcleo

Protección radiológica en caso de accidentes:

Los parámetros de diseño aseguran que el límite de dosis de radiación que pueda recibir la población circundante ante un accidente básico de diseño no supera al límite establecido para el normal funcionamiento de la planta (0,39 man-Sv/ reactor year). El radio de emergencia no debe superar los 800 metros desde el reactor.

En el caso de accidentes severos no debe ser necesaria la evacuación de la población que rodea a la planta, siendo el radio del área en la cual se implementaría medidas de proyección menor a tres kilómetros.

Post Fukushima se realizó un prueba de stress a la planta Leningrado NPP-2 incluyendo los siguientes impactos externos: inundación, tsunami y tornados. También se evaluó la resistencia sísmica de la contención interior para poder determinar el valor a partir del cual se disparan los problemas.

Los PIEs (*Postulated Initiating Events*) considerados han sido :

- Pérdida del suministro eléctrico total (SBO Station Black Out).
- Pérdida del último sumidero de calor
- Ambas pérdidas en forma simultanea

Se realizo la evaluación en base a dos métodos:

Análisis directo de la resistencia de la contención por el método lineal y teoría espectral de estabilidad sísmica subiendo paso a paso la aceleración de nivel.

Una evaluación en base a la experiencia y un análisis de fragilidad sísmica segun las recomendaciones de EPRI-NP-6041.

La conclusión en base a los dos métodos utilizados fue que los problemas se disparan a partir de una aceleración del terreno mayor que 0,51g.

Por otro lado y como conclusión de un reporte final sobre el VVER 1200 (AES 2006) publicado por la IAEA resulta evidente la necesidad que los diseñadores y tecnólogos den soporte a los operadores de las plantas nucleares.

ATMEA 1 (Francia- Japón)

El ATMEA1 es un PWR de tamaño mediano (1100 MWe) generación III+ cuyo diseño comenzó en el año 2007, basado en la experiencia de AREVA y de Mitsubishi Heavy Industries. Es un reactor de tres circuitos primarios, tres trenes independientes activos y físicamente separados de seguridad, contención resistente ante la caída de aviones, e instrumentación y control digital.

Los parámetros básicos de la planta son:

Eficiencia 36%

Vida útil de diseño 60 años

Disponibilidad de planta: objetivo 92%

Resistencia sísmica SSE (*Self Shutdown Earthquake*) = 0,3 g

Carga de combustible: cada 24 meses

CDF < 10^{-6} (Core damage frequency)

LERF < 10^{-7} (Large early release frequency)

Exposición a radiación ocupacional 0,5manSv/reactor year

Tiempo de reacción del operador : 30 minutos desde la sala de control y una hora fuera de la sala de control.

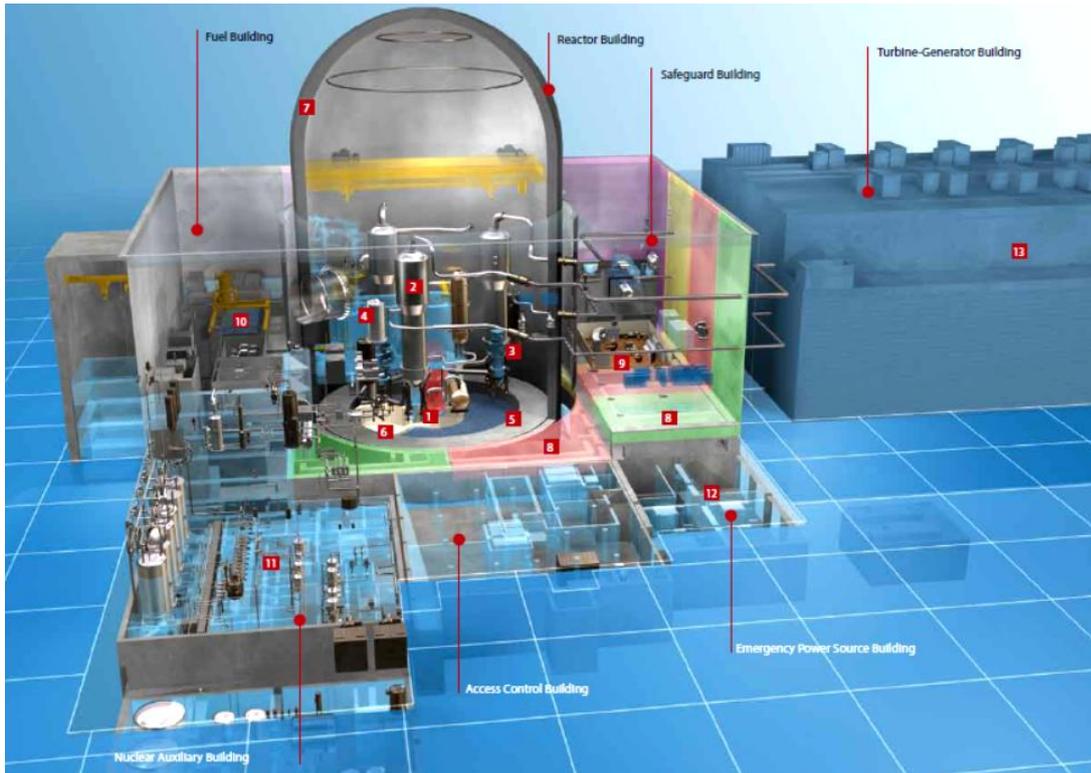


Figura A4-33: ATMEA 1 Esquema de la planta 1 Reactor, 2 Generadores de Vapor, 3 Bombas de refrigeración del primario, 4 Acumuladores avanzados, 5 Tanque de agua dentro de la contención, 6 Colector de núcleo fundido, 7 Contención, 8 Sistemas de seguridad, 9 Separación física de sistemas de seguridad, 10 Almacenamiento de combustibles, 11 Edificio nuclear auxiliar, 12 Edificio de sistemas eléctricos de emergencia, 13 Edificio de la turbina-generator

La isla nuclear consiste en el edificio del reactor, el edificio auxiliar de seguridad y las piletas de combustible, el edificio nuclear auxiliar, dos edificios para los generadores de emergencia, el edificio de control de entrada y el edificio de procesamiento de desechos nucleares.

El edificio del reactor esta en el centro de la isla nuclear y ha sido diseñado para soportar accidentes en su interior y amenazas externas como terremotos, tornados, misiles y fuego. Está construido en hormigón armado pretensado y recubierto por una capa de acero interior para aumentar la estanqueidad.

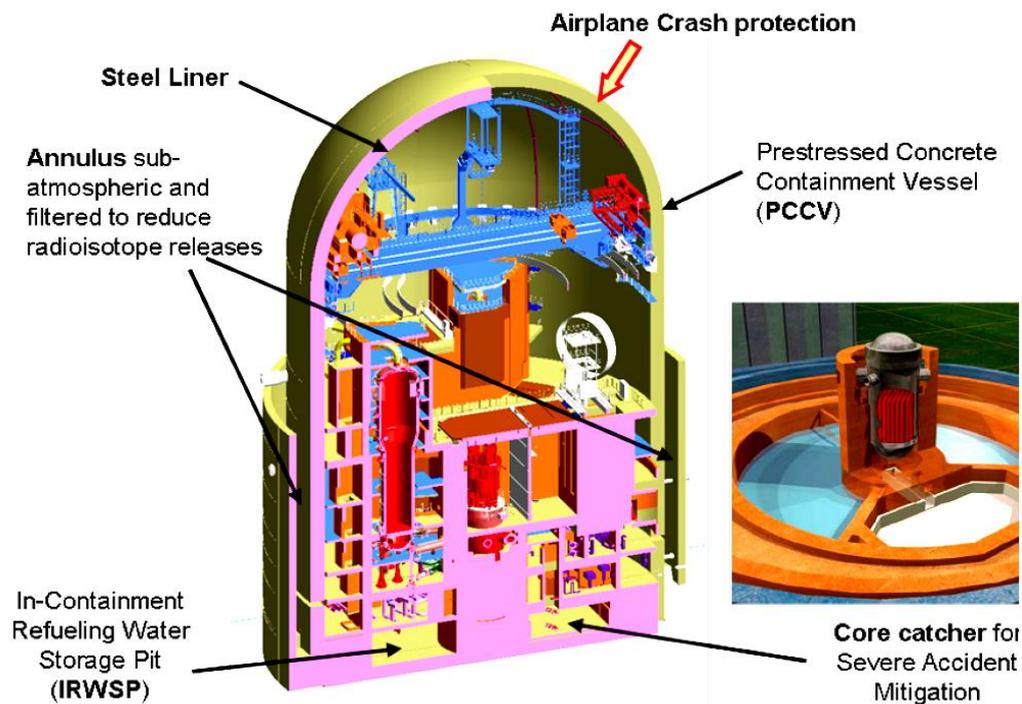


Figura A4-34: ATMEA 1 Esquema del edificio del reactor

La filosofía de diseño se basa en los siguientes principios:

- Aumentar la redundancia y la segregación
- Reducir la CDF (Core damage frequency)
- Reducir la LRF (Large release frequency)
- Mitigación de los accidentes severos
- Protección de los sistemas críticos ante riesgos de origen externo (caída de un avión comercial grande)
- Mejorar la interfase hombre-máquina
- Aumentar los tiempos de gracia para las acciones a tomar por el operador

Los acumuladores avanzados son un sistema pasivo que llena de agua al recipiente de presión rápidamente y que luego de ser necesario mantienen cubierto al núcleo con un caudal de agua menor.

Los sistemas de seguridad son activos y pasivos.

Los activos son tres trenes independientes, totalmente separados de los sistemas de operación y protegidos de los riesgos externos, y están conectados a los tres circuitos primarios del reactor.

Hay un cuarto tren instalado en el circuito de enfriamiento que permite el mantenimiento en operación y aumentar la diversidad.

Los sistemas de seguridad activos son: SIS (Safety injection system), IRWSP (In containment refueling water storage pit), EFWS (Emergency feedwater system), CSS (Containment spray system) y RHRS (Residual heat removal system).

En el caso de accidentes severos el énfasis está puesto en las medidas de mitigación y medidas de prevención tales como:

- # Evitar que el núcleo se funda en alta presión: se implementan sistemas muy confiables de remoción del calor residual, junto con sistemas limitadores de presión primaria.
- # Descarga del primario dentro de la contención ante una falla total del circuito secundario.
- # Colector del núcleo fundido y refrigeración del mismo en la base del reactor.
- # Evitar las detonaciones de hidrógeno mediante PARs (Passive autocatalytic recombiners)
- # Limitación y control de la presión en la contención mediante el sistema SAHRS (*Severe Accident Heat Removal System*) que consiste en un sistema de rociado del núcleo fundido retenido en el “core catcher”.
- # Juntar las pérdidas y evitar cualquier bypass de la contención.

Respecto a la resistencia sísmica la referencia de diseño es de 0,3 g

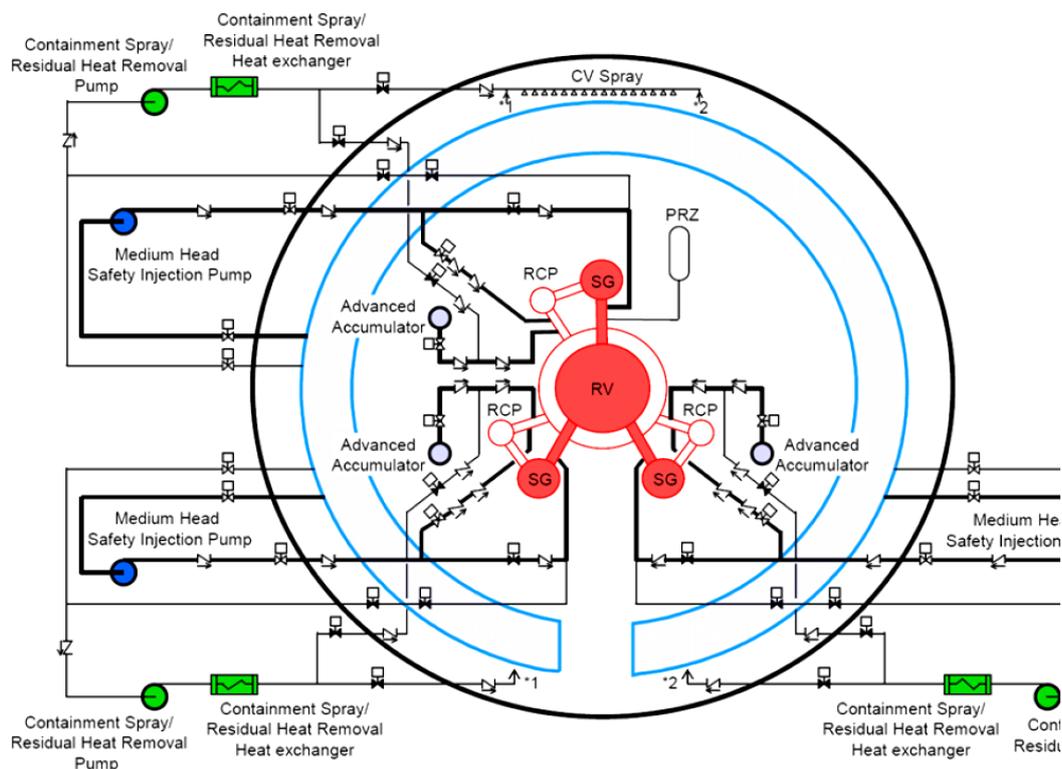


Figura A4-35: ATMEA 1 Disposición de sistemas de seguridad: son tres trenes independientes, más un cuarto en la cadena de refrigeración para permitir el mantenimiento en operación (ver fig A4-36).

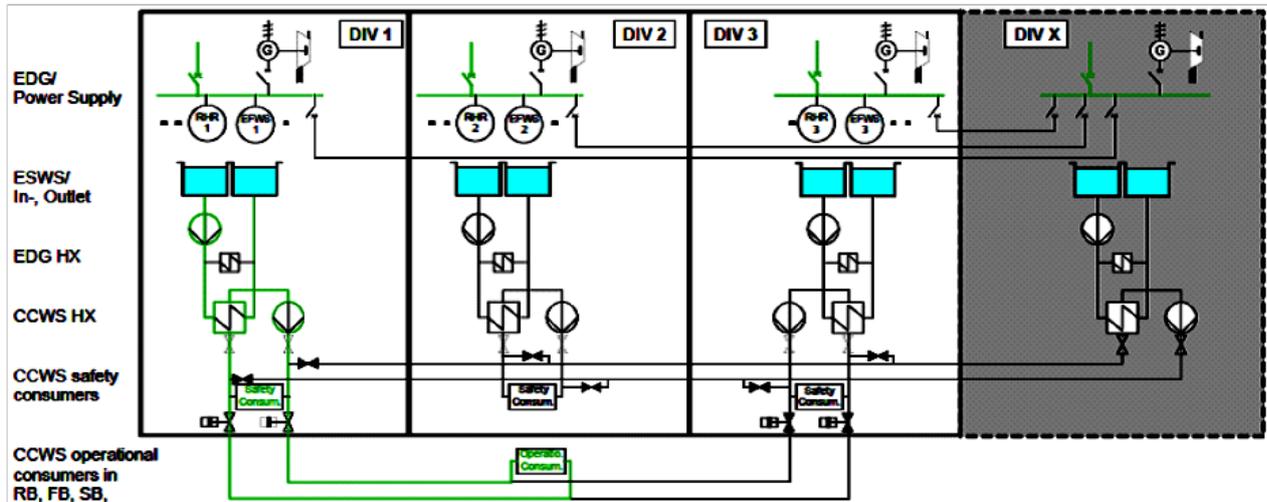


Figura A4-36: ATMEA 1 Tres trenes de seguridad independientes, más un cuatro

Planes de emergencia ante escapes de radiación:

En el caso de accidentes con riesgos de radiación adoptando tanto el criterio europeo como el americano las mediadas deberían ser limitadas tanto en el tiempo como en el área de implementación. Ante accidentes infrecuentes o con fallas limitantes en criterio adoptado se basa en:

- No debe haber necesidad de contramedidas
- No debe ser necesario mudar a la población que rodea a la central
- No debe haber restricciones al consumo de alimentos locales

Para lograr los tres criterios antedichos la limitación de dosis son las siguientes:

- # Dosis efectiva máxima 10mSv
- # Dosis equivalente en la tiroides 100mSv
- # Limitaciones a la comida ver regulación de la Unión Europea

En el caso de accidentes severos el objetivo es que siempre quede una última barrera protectora sin pérdidas tanto en el corto como largo plazo. Esto implica que no sean necesarias contramedidas por las primeras 24 horas con una dosis máxima de radiación de 50mSv y que no sea necesario mudar a la población en el largo plazo. El criterio implica una dosis máxima de radiación en las proximidades de la planta de 1000mSv año o de 100mSv mes.

División de áreas dentro de la contención:

La contención está dividida en dos grandes áreas, una es la que se puede acceder con la planta en operación y la segunda no. Esto permite realizar inspecciones y mantenimiento antes y después del apagado del reactor para reducir el tiempo de parada.

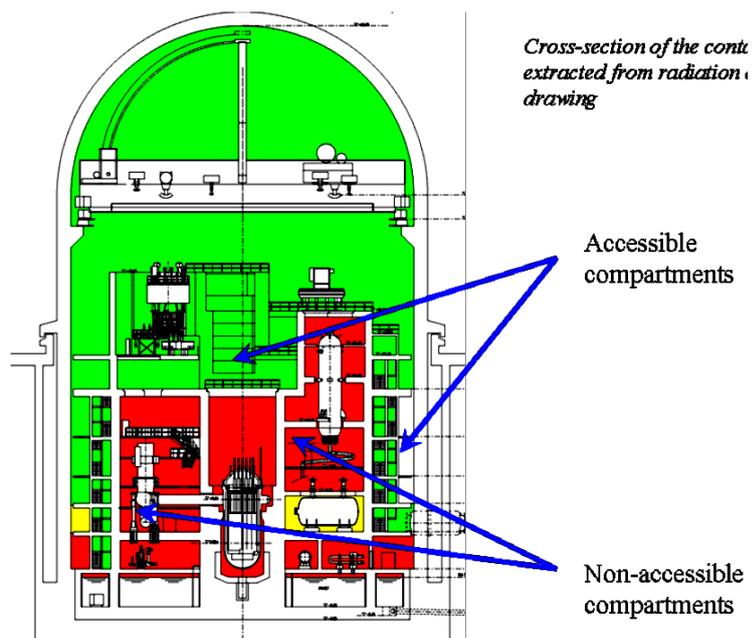


Figura A4-37: ATMEA 1 Áreas permitidas y áreas prohibidas con el reactor en operación

El Atmea1 ha sido aprobado por la autoridad regulatoria en Francia en el año 2010, la IAEA aprobó el diseño básico en el año 2008.

El primer contrato se para una planta ATMEA se firmó en Turquía en el año 2013 y estará en operación el año 2023.

ACP1000 (China)

El ACP 1000 es un PWR de tamaño mediano (1100 MWe) generación III desarrollado por CNNC (*China National Nuclear Corporation*) en forma independiente, pero sobre la base de los trabajos realizados con Westinghouse y Framatome (Areva ahora) desde 1990. Es un reactor con tres circuitos primarios al igual que los de diseño francés de 900MWe (M310) con importantes mejoras en la seguridad y eficiencia económica que toma de Westinghouse. Se encuentra en la fase de ingeniería de detalle.

La primera exportación será a Pakistán en base a un acuerdo firmado en el año 2013 y dentro de China la construcción de una planta con dos reactores 2x1150MWe en Fujian durante el 2014 esta demorada por lo acontecido en Fukushima. En una palabra China hará su experiencia en Pakistán.

Candu 750 (Canada-China)

El Candu 6 Mejorado (EC6) es un reactor de tercera generación 750 MWe desarrollado en base al Candu 6 en funcionamiento en Qinshan Phase III en China. Es un reactor de cuatro circuitos primarios del tipo moderado y refrigerado por agua pesada y utiliza como combustible uranio natural.

Las características básicas son:

-Combustible uranio natural

- Disponibilidad de planta proyectada 94%
- Dos sistemas independientes de parada
- Recarga de combustible en operación
- Tanque de agua pasivo en la contención
- Canales de combustible horizontales y modulares
- El moderador esta a baja presión y temperatura y actúa como sumidero de calor aumentando la seguridad del núcleo en condiciones anormales de funcionamiento
- La estructura que aloja la calandria (reactor vault) está llena de agua liviana proporcionando un sumidero pasivo de calor adicional
- Se puede entrar al edificio del reactor con este en operación

Mejoras de EC6:

- # Mejoras en la seguridad al incluir un sistema de reserva de agua de emergencia de accionamiento pasivo ante accidentes severos.
- # Mejoras en el sistema de emergencia de remoción del calor tanto activo como pasivo ante un accidente severo.
- # Mejoras implementadas en la prevención de accidentes severos y en su mitigación empleando el sistema de remoción de calor de la contención y el de recuperación ante accidentes severos
- # Optimización del contenido de cromo en los alimentadores para reducir los problemas de corrosión.
- # Tuberías de acero más gruesas
- # Mejoras tanto en la operación como en el mantenimiento

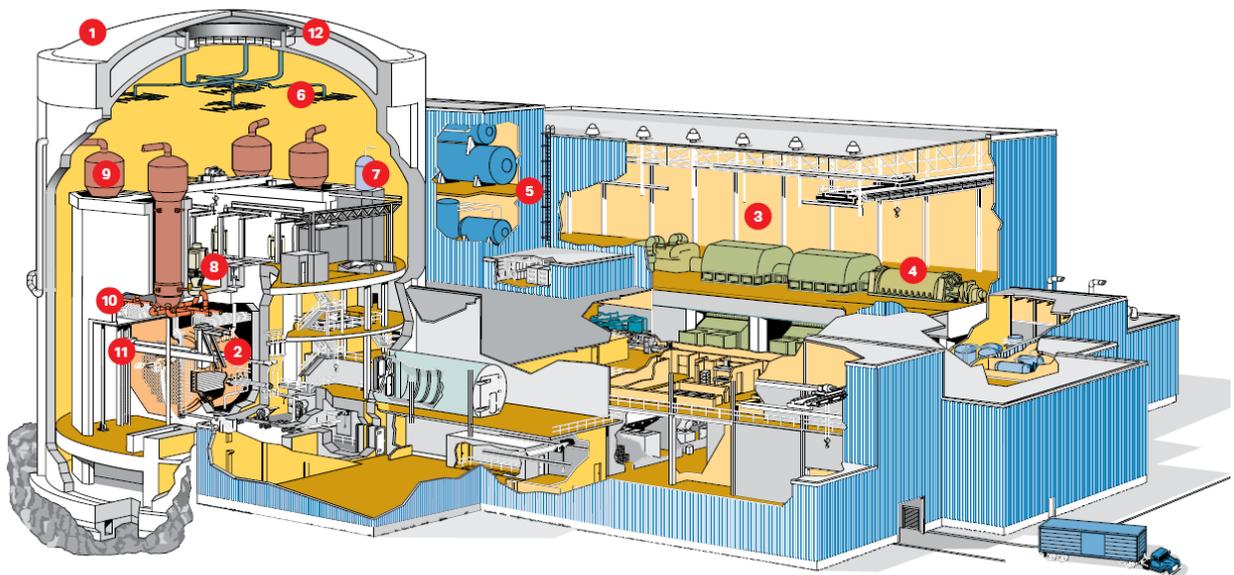


Figura A4-38: EC6 Enhanced Candu 6 Esquema de la planta 1 Edificio del reactor, 2 Calandria, 3 Edificio de turbinas, 4 Generador, 5 Edificio de servicios auxiliares, 6 Sistema de rociado, 7 Presurizador, 8 Bombas primarias, 9 Generadores de vapor, 10 Sistema de transporte de calor, 11 Máquina de recarga de combustible, 12 Tanque de agua de reserva

No hay EC6 en operación actualmente, los dos últimos reactores de la generación anterior Candu6 está operando en Rumania desde el año 2007, habiendo dos reactores mas con la construcción demorada y un quinto que no se va a construir.

La nueva generación es el Advanced Candu Reactor (ACR-1000) está en etapa de pre licenciamiento por la autoridad regulatoria de Canadá pero dejara de usar como combustible uranio natural para pasar a usar uranio enriquecido y agua liviana en vez de agua pesada.

ABWR (GE-Hitachi / Toshiba USA/ Japón)

El ABWR es un reactor de tercera generación de ciclo directo de 1350 a 1460 MWe que se desarrollo a partir de 1990 como evolución del los BWR serie 6. Han sido certificados por la NRC en el año 1996.

Se basa en una mezcla saturada de agua vapor para enfriar a los elementos combustibles, esta mezcla luego de secada acomete directo a la turbina sin necesidad de generadores de vapor externos, el moderador es la mezcla de agua vapor.

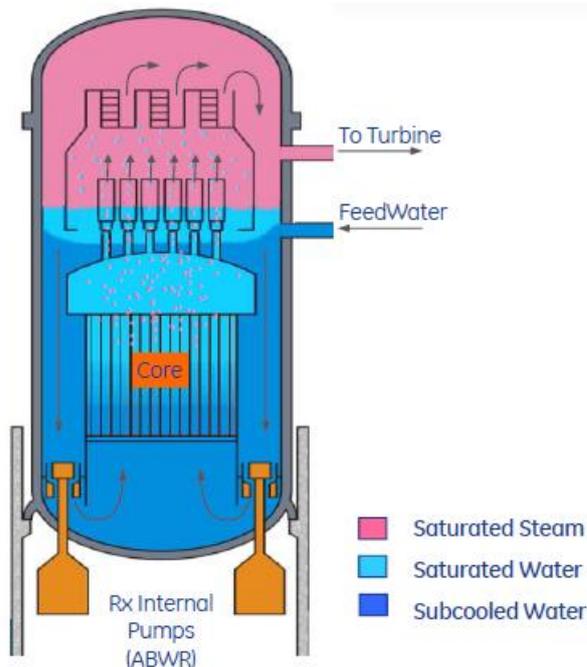


Figura A4-39: BWR y ABWR esquema de funcionamiento básico

Los primeros BWR fueron desarrollados en Japón bajo el patrocinio de TEPCO (recordar Fukushima). Hoy en el mercado mundial se ofrecen ABWR originalmente diseñados bajo el standard japonés y adaptados al requerimiento de la regulación americana (ABWR-US) y a la regulación europea (ABWR-EU). Los ABWR fueron certificados por la NRC en 1996 y son los únicos reactores de la generación III+ en operación actualmente.

Los dos fabricantes líderes Hitachi-GE y Toshiba han presentado a la NRC de Estados Unidos, en el año 2012, pedidos de recertificación a las mejoras implementadas post Fukushima que están bajo análisis.

Antes de comenzar a describir las características avanzadas de los ABWR cabe recordar que los BWR de Fukushima eran del tipo Mark I (equivalente a BWR de 4ta generación) y Mark II (equivalente a un BWR de 5ta generación) con tecnologías de los años 1972 y 1977.

Las ventajas y beneficios de los ABWR respecto de las generaciones anteriores se pueden sintetizar en:

- Mejoras en la seguridad (con el mínimo valor de CDF en comparación con otros reactores de tercera generación $1,6 \cdot 10^{-7}$), confiabilidad, operación y mantenimiento.
- Menor costo.
- Tecnología muy probada y mejoras en la performance.
- Menor tiempo de construcción.

Dentro de las mejoras tecnológicas se destacan:

- # Mejora en la seguridad al eliminar los sistemas de recirculación externos (utilización de bombas de recirculación interiores).
- # Mejora en la resistencia sísmica del edificio del reactor, reducción de su tamaño.
- # Se han integrado la contención y el edificio del reactor.
- # Modularización para simplificar el proceso de construcción.
- # Sistemas de control digitales y sofisticados.
- # Mejoras en la integridad del combustible, en la química del agua y en la eliminación de las fuentes de radiación.
- # Control fino del movimiento de las barras de control.

La evolución de las distintas series de BWR se sintetiza en la tabla

Product Line	First Commercial Operation Date	Representative Plant/ Characteristics
BWR/1	1960	Dresden 1 Initial commercial-size BWR
BWR/2	1969	Oyster Creek Plants purchased solely on economics Large direct cycle
BWR/3	1971	Dresden 2 First jet pump application Improved ECCS: spray and flood capability
BWR/4	1972	Vermont Yankee Increased power density (20%)
BWR/5	1977	Tokai 2 Improved ECCS Valve flow control
BWR/6	1978	Cofrentes Compact control room Solid-state nuclear system protection system
ABWR	1996	Kashiwazaki-Kariwa 6 Reactor internal pumps Fine-motion control rod drives Advanced control room, digital solid-state microprocessors Fiber optic data transmission / multiplexing Increased number of fuel bundles Titanium condenser Improved ECCS: high/low pressure flooders

Table 1-1. Evolution of the GE BWR

Tabla A4-1: BWR y ABWR evolución

Es de destacar la evolución de los edificios del reactor teniendo en cuenta que los tipo Mark I son de 1972 y los Mark II de 1977 para finalmente los ABWR ser de 1996.

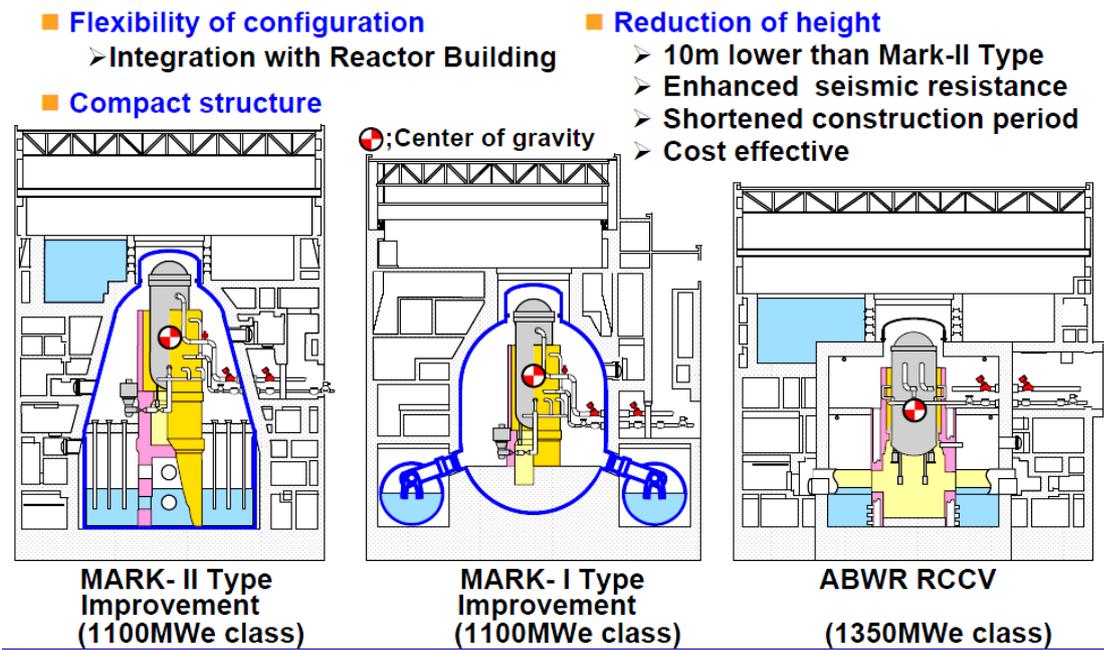


Figura A4-40: BWR y ABWR evolución de los edificios del reactor

Las mejoras implementadas en los ABWR respecto del los BWR de sexta generación se sintetizan en la siguiente tabla:

Feature	ABWR	BWR/6
Recirculation	Vessel-mounted reactor internal pumps	Two external loop Recirc system with jet pumps inside RPV
Control Rod Drives	Fine-motion CRDs	Locking piston CRDs
ECCS	3-division ECCS	2-division ECCS plus HPCS
Reactor Vessel	Extensive use of forged rings	Welded plate
Primary Containment	Advanced - compact, inerted	Mark III - large, low pressure, not inerted
Secondary Containment	Reactor Building	Shield, fuel, auxiliary & DG buildings
Control & Instrumentation	Digital, multiplexed, fiber optics, multiple channel	Analog, hardwired, single channel
Control Room	Operator task-based	System-based
Severe Accident Mitigation	Inerting, drywell flooding, containment venting	Not specifically addressed
Reactor Water Cleanup	2%, sealless pumps in cold leg	1%, pumps in hot leg
Offgas	Passive offgas with room-temperature charcoal	Active offgas with chilled charcoal filters

Table 2-1. Comparison of Key ABWR Features to a BWR/6

Tabla A4-2: BWR6 vs ABWR mejoras implementadas.

Las mejoras implementadas dan lugar a los siguientes parámetros:

Los parámetros básicos de la planta son:

Eficiencia 36%

Vida útil de diseño 60 años

Disponibilidad de planta: objetivo mayor al 90%

Resistencia sísmica SSE 0,3 g (SSE *Safe Shutdown Earthquake*)

Carga de combustible: cada 12-24 meses

CDF < $1,6 \cdot 10^{-7}$ (Core damage frequency)

Exposición a radiación fuera de la planta máxima ante accidentes 10 mSV.

Tiempo de reacción del operador: 30 minutos desde la sala de control y hasta 36 horas ante un SBO, pero necesitando inyección de agua luego de transcurridas 8 horas

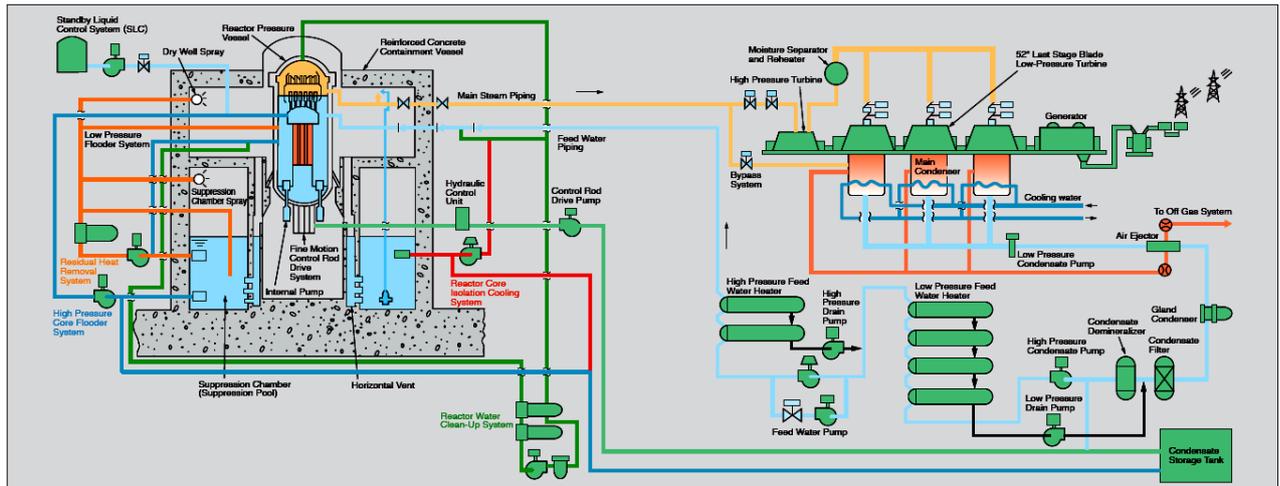


Figura A4-41: ABWR diagrama funcional

The primary containment vessel contains the reactor primary systems (Reactor Pressure Vessel, etc.) and prevents the spread of radioactivity released from the reactor on an accident.

The RCCV uses a reinforced-concrete wall and steel liner to prevent leaks.

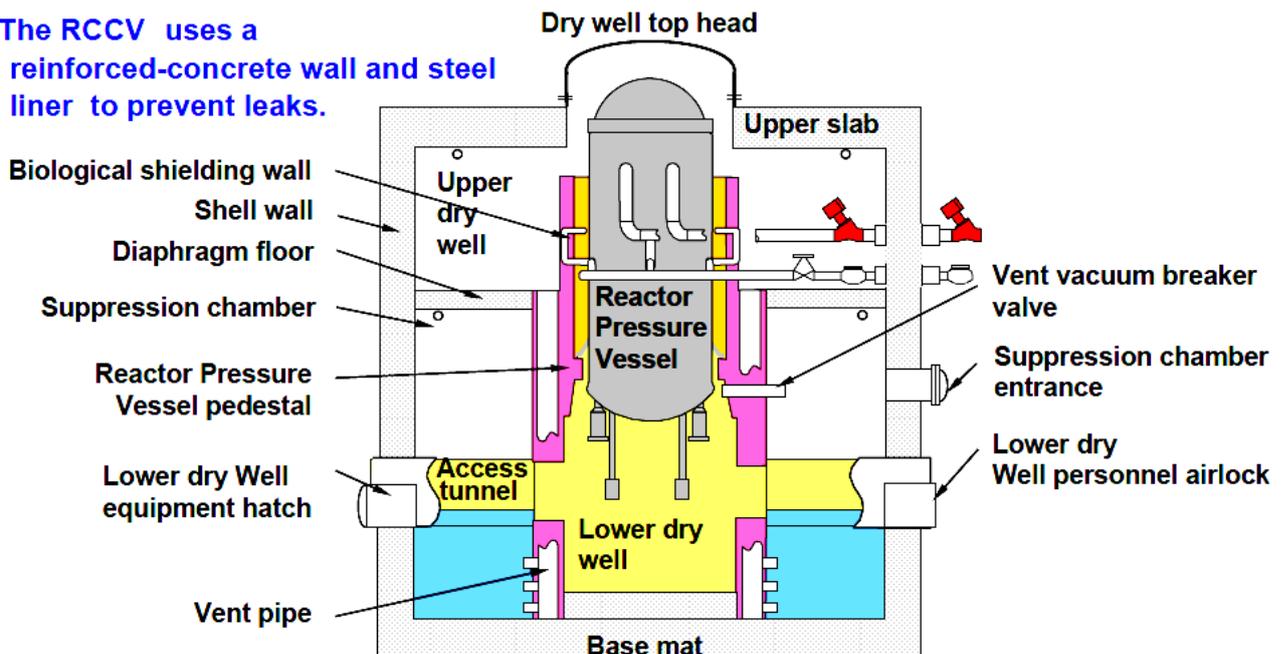


Figura A4-42: ABWR edificio del reactor, pozos seco y húmedo

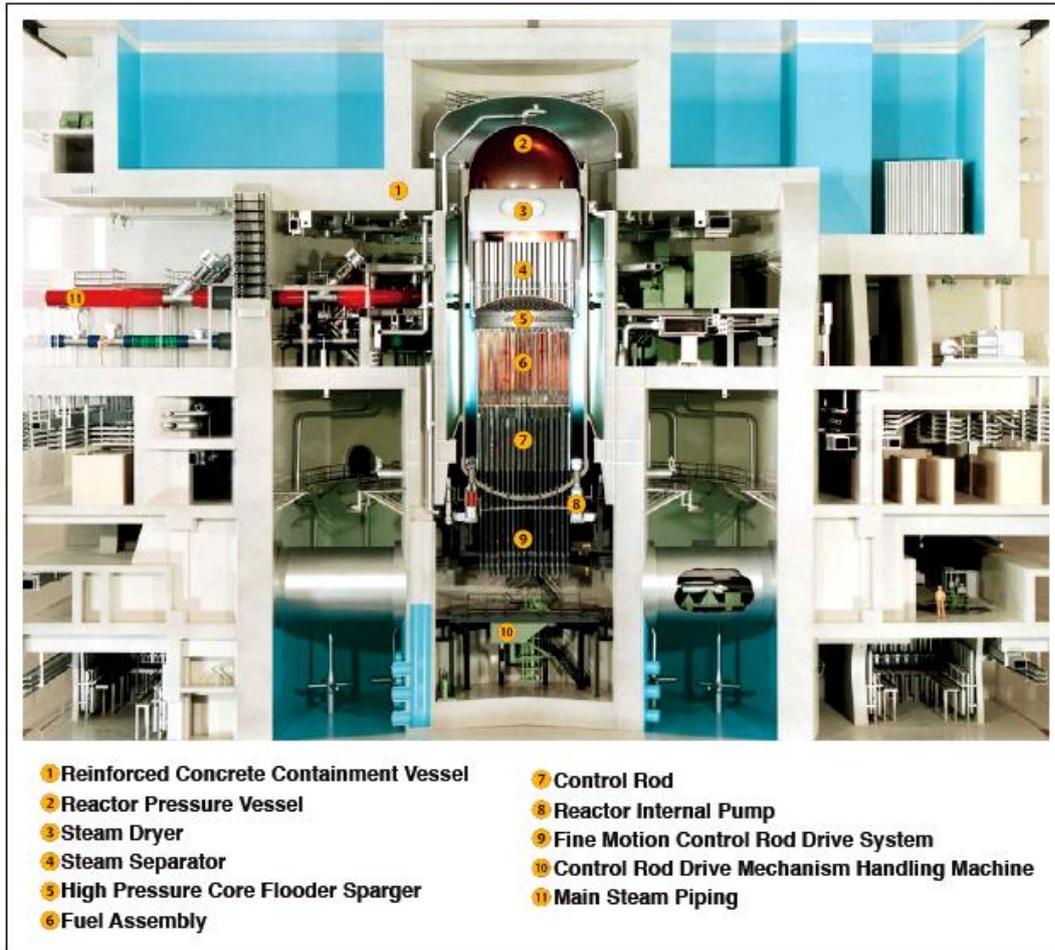


Figura A4-43: ABWR edificio del reactor vista interior

Los sistemas de seguridad para el enfriamiento del núcleo y remoción del calor de la contención son tres sistemas redundantes e independientes (ECCS *Emergency Core Cooling System*)

El ECCS está subdividido en varios sistemas a saber:

Sistema que inunda al núcleo en alta presión HPCF, actúa ante pequeñas pérdidas sin despresurizar al núcleo.

Sistema de refrigeración del núcleo aislado RCIC, provee de agua al recipiente de presión cuando este está aislado y caliente, ante una pérdida de energía eléctrica y ante la parada de la planta si no hay agua de alimentación disponible. Luego de despresurizado el reactor entra en funcionamiento el sistema de refrigeración de apagado de la planta en baja presión.

Sistema de despresurización automática ADS, actúan ante un bajo nivel de agua en el recipiente de presión junto con una elevada presión del pozo seco.

Sistema de remoción del calor residual: actúa durante la parada normal de la planta, cuando se aísla al reactor y ante un LOCA. Está compuesto por tres subsistemas:

a) Subsistema de inundación en baja presión LPFL (tres circuitos)

b) Subsistema de enfriamiento de la piletta de supresión SPWC (tres circuitos)

c) Subsistema de enfriamiento de parada RSC (tres circuitos)

d) Rociadores de enfriamiento del recipiente de presión PCVSC (dos circuitos)

e) Subsistema adicional de enfriamiento de piletas de combustible SFPC (tres circuitos)

f) Subsistema AC independiente para inyección de agua ACIWA (*AC-Independent Water Added System*) de un circuito permite inyectar agua desde el sistema contra incendio (FP) a través del RHR (*reactor heat removal system*) al recipiente de presión, pozo seco, rociadores y rociadores de pozo húmedo. Tiene por objetivo evitar que se dañe el núcleo, y si esta ya se daño evitar que el daño progrese ante una falta total de energía en corriente alterna.

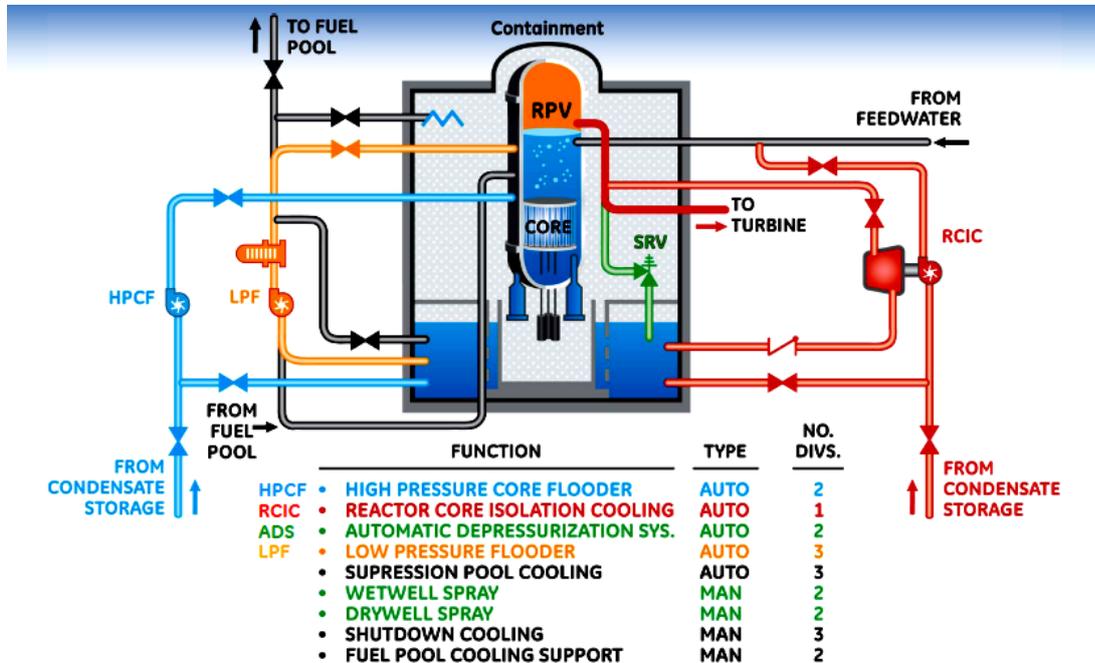


Figura A4-44: ABWR sistemas de emergencia de refrigeración del núcleo

Sistema standby de tratamiento del gas: trata y luego descarga los gases atrapados en la contención secundaria. Actúa ante un LOCA bajando la presión de la contención secundaria.

Sistema de control atmosférico (*ACS Atmospheric Control System*): está diseñado para mantener una atmósfera inerte (N_2) en la contención primaria (PCV). Esta atmósfera inerte se mantiene en todos los modos de operación excepto ante: la parada de planta, para proceder a la recarga de combustible, y/o por mantenimiento. Permite también liberar un exceso de presión de la contención ante accidentes muy poco frecuentes.

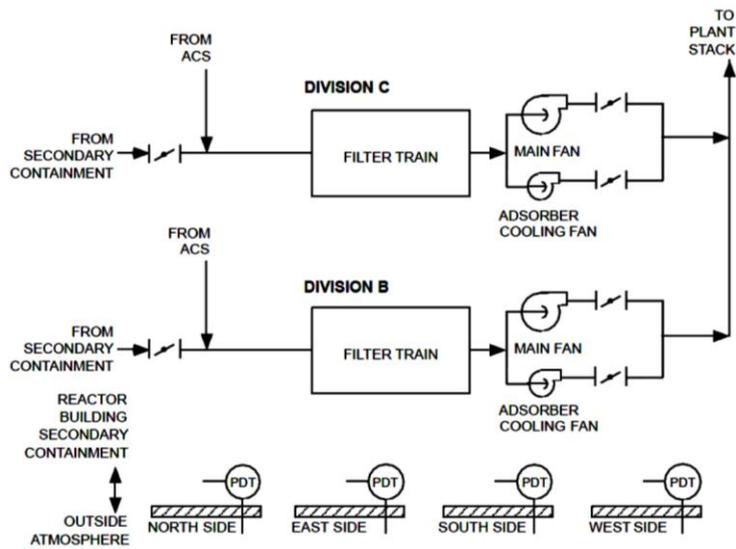


Figura A4-45: ABWR sistema standby de tratamiento de gases

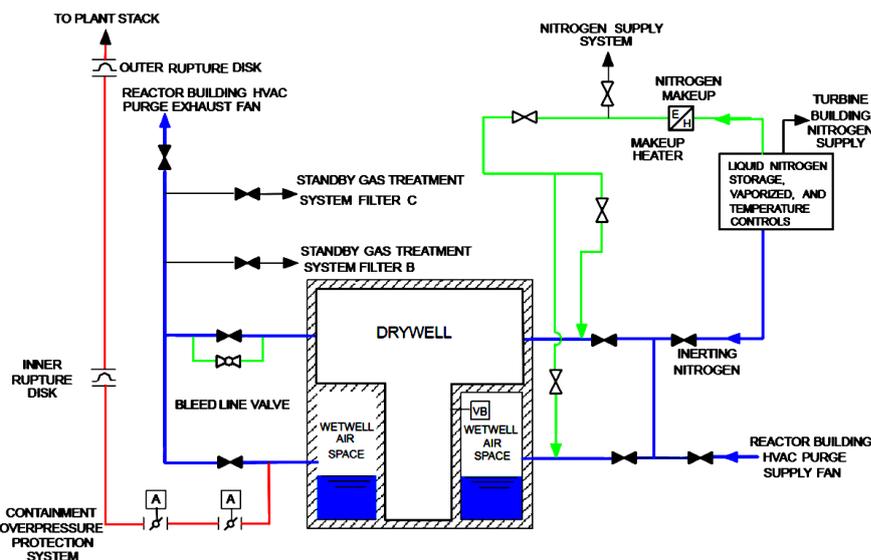


Figura A4-46: ABWR sistema de control de atmósfera

Sistema de control de gases inflamables FCS: evita que la concentración de hidrógeno y oxígeno lleguen a valores con riesgo de explosión, Son dos unidades redundantes y separadas que monitorean el hidrógeno en el PCV (*Primary Containment Volumen*).

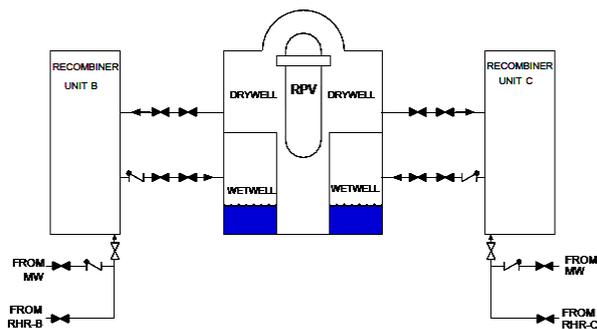


Figura A4-47: ABWR sistema de control de gases inflamables (H₂)

Sistema de control de líquidos SCLS: permite controlar la reactividad y mantener al reactor en estado subcrítico en el tiempo mediante la inyección de boro líquido.

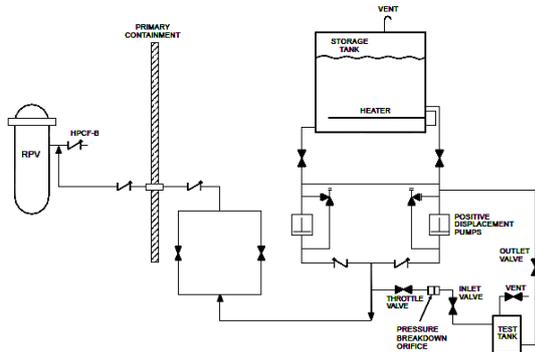


Figura A4-48: ABWR sistema de control de reactividad por inyección de boro

Sistemas de energía de emergencia como prevención y mitigación de un SBO (*Station Black Out*):

Hay tres divisiones 100% redundantes equipadas con generadores diesel ubicados en edificios diferentes y antisísmicos, con tanques de combustible con capacidad para siete días.

Una turbina de combustión interna que no necesita agua de servicio para funcionar.

Conjunto de baterías en el edificio de control.

Sistema ACIWA sistema independiente de inyección de agua con conexión fija al reactor.

Disposición de la planta:

La planta tiene cinco edificios: edificio del reactor, edificio de servicios auxiliares, sala de control, edificio de turbina-generator, edificio de tratamiento de material radioactivo.

Los lineamientos de diseño se basan en los siguientes principios:

- Mantener la piletta de supresión pasiva
- Separar áreas limpias de radioactivas
- Facilitar el acceso para realizar inspecciones y tareas de mantenimiento
- Posicionar en forma temprana los principales equipos
- Disponer al edificio del reactor rodeando la contención primaria.

El edificio del reactor aloja a: el pozo seco, gran parte de los conductos de vapor nuclear, el túnel de vapor, el área de recarga de combustible, los generadores diesel, el suministro de energía esencial y no esencial, el sistema de enfriamiento de emergencia del núcleo, sistemas de apoyo y el sistema HVAC (*Heat Ventilation and Air Conditioning*). Es una estructura de hormigón reforzado antisísmica con un valor de SSE (*Self Shutdown Earthquake*) de 0,3 g

Protección radiológica:

Asumiendo un pérdida de estanquidad en caso de accidentes de 0,5% por día del volumen de la contención primaria la dosis máxima fuera de la planta es de 1 rem = 10mSv. Esto se logra juntando las posibles pérdidas de productos de fisión para luego filtrarlas, mediante el vacío

parcial existente entre la primera y segunda contención y la actuación del sistema de filtrado SGTS.

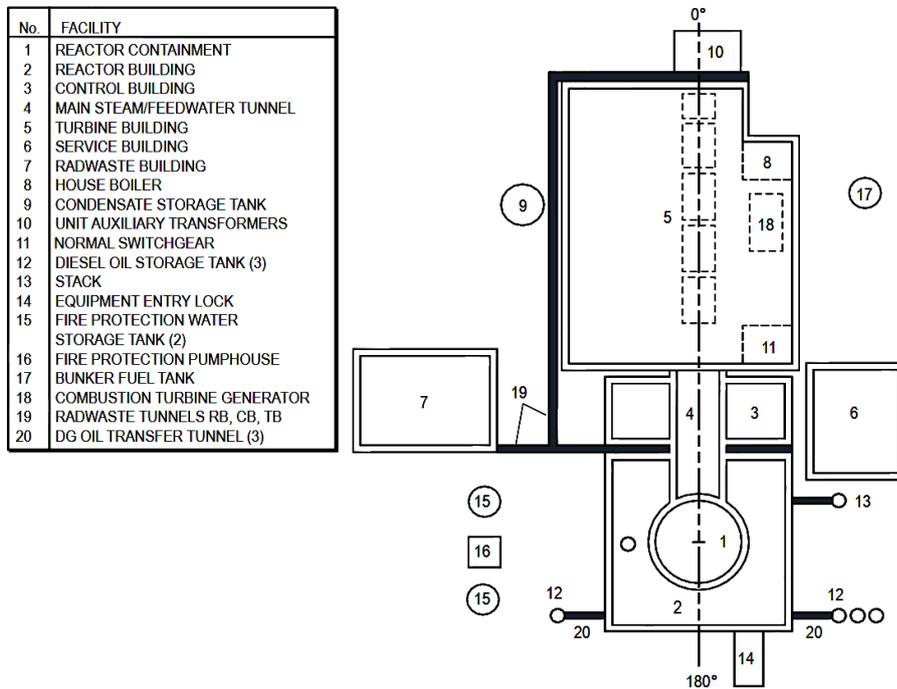


Figura A4-49: ABWR disposición de los edificios de la planta

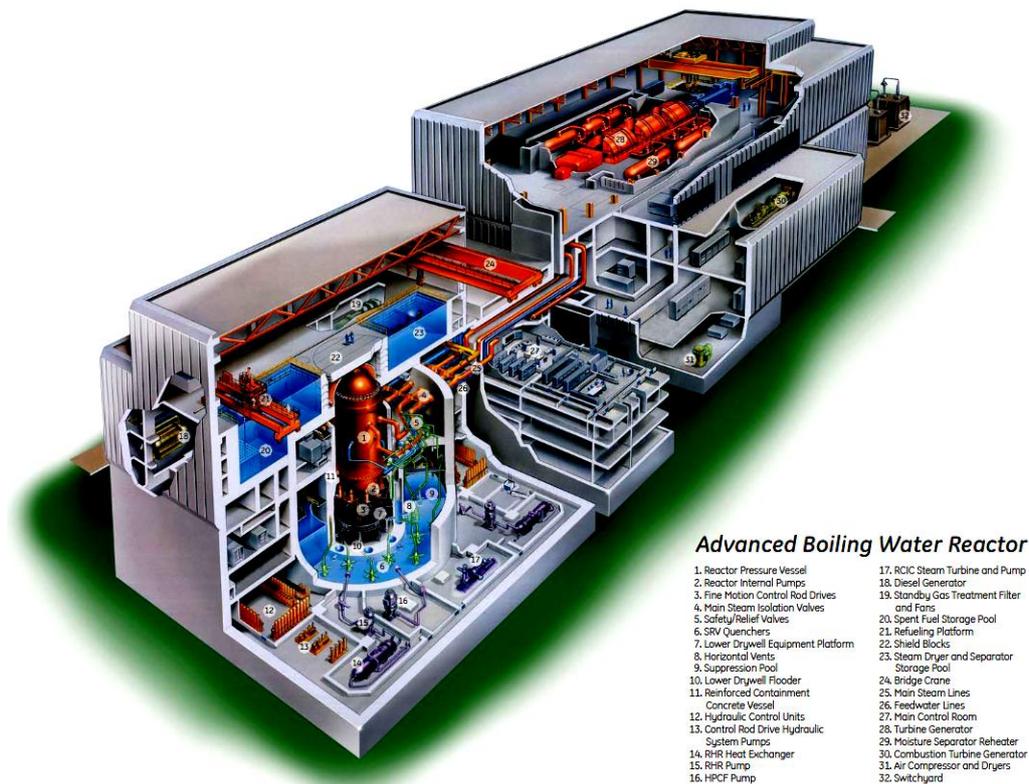


Figura A4-50: ABWR la planta en perspectiva

Mejoras implementadas post Fukushima:

Como consecuencia del accidente nuclear en Fukushima se ha mejorado la seguridad integral en las plantas con ABWR basándose en el concepto de defensa en profundidad, y aún más allá de los accidentes severos originalmente considerados.

Las mejoras son las siguientes:

- Aumentar la seguridad ante un apagón total SBO.
- Aumentar la seguridad ante la pérdida del último sumidero de calor LUHS.
- Asegurar el suministro de agua al reactor, la integridad de la contención primaria, y el nivel de agua en las piletas de combustible quemado ante un SBO y un LUHS (*Lost of ultimate heat sink*).

Los ABWR basan su seguridad en los siguientes principios:

- # Diversidad de formas de inyectar agua
- # Gran capacidad del pozo húmedo
- # Contención primaria inactivada (atmósfera llena de N₂)
- # Sin grandes cañerías por debajo de la cabeza de los elementos combustibles

Para aumentar la seguridad frente a un apagón total SBO se han implementado las siguientes medidas:

- Diversidad de las fuentes de corriente continua.

-Diversidad de fuentes de energía, generadores diesel de emergencia refrigerados por agua y por aire, turbina de combustión, baterías de larga vida.

-Estanqueidad de los edificios y estructuras que alojan a los tableros eléctricos de emergencia ante el caso de inundaciones.

Para asegurar los sistemas de inyección de agua y al último sumidero de calor se implementan las siguientes medidas:

-Disponer de varias formas de inyección de agua con diversos caudales y presiones.

-Mejorar la movilidad con bombas móviles.

-Diversidad de sumideros de calor incorporando sistemas móviles de remoción del calor.

Para evitar el daño a la contención primaria se debe mejorar los sistemas de enfriamiento ya que esta se deteriora por sobrepresión y aumento de temperatura. En la planta el RCCV (*reinforced concrete containment vessel*) aloja al recipiente de presión (RPV *reactor pressure vessel*). En el caso que suba la presión en el RCCV el vapor se redirige a la piletta de supresión (SP). En la contención primaria (PCV *primary containment vessel*) si sube la presión y la temperatura se puede inyectar agua por rociadores para reducir la posibilidad de daño. Respecto del las posibles explosiones por acumulación de hidrógeno se instalan sistemas de filtrado

Asegurar las piletas de combustible quemado, aquí hay tres puntos principales a saber:

-Diversidad de formas de inyección de agua

-Implementar la posibilidad de inyección de agua externa para mantener el nivel de las piletas

-Incorporar nuevos sistemas de medición de nivel y temperatura en caso de accidentes severos

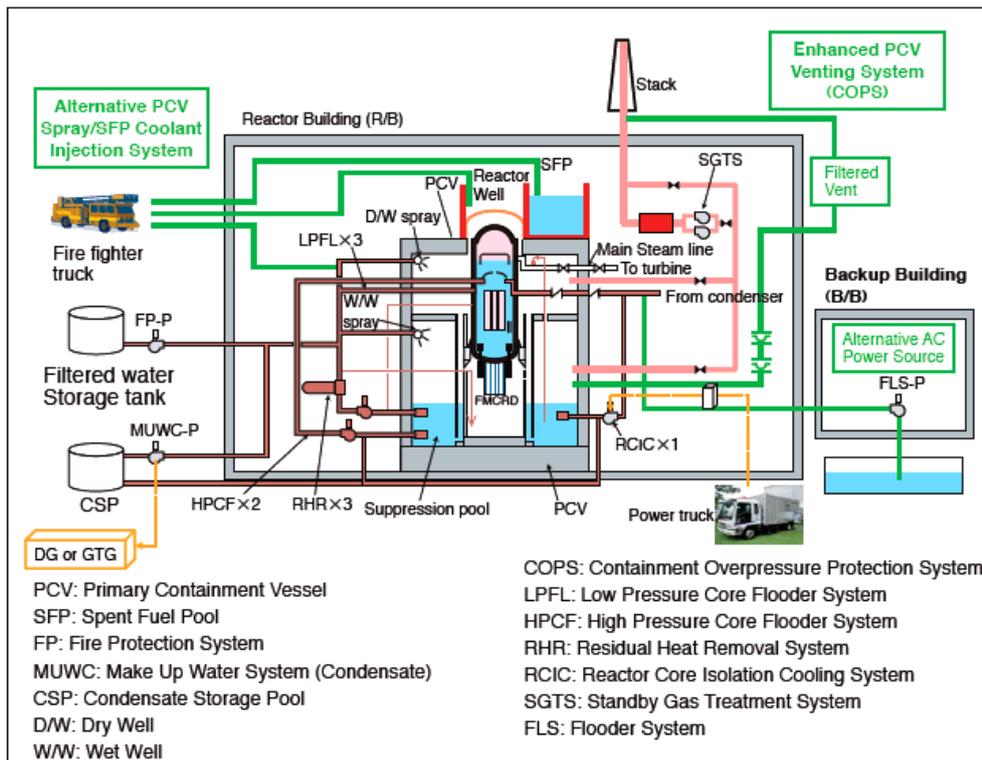


Figura A4-51: ABWR post Fukushima sistemas adicionales para mejorar la seguridad

La filosofía que subyace a todo el tema de las mejoras se sintetiza en el siguiente esquema:

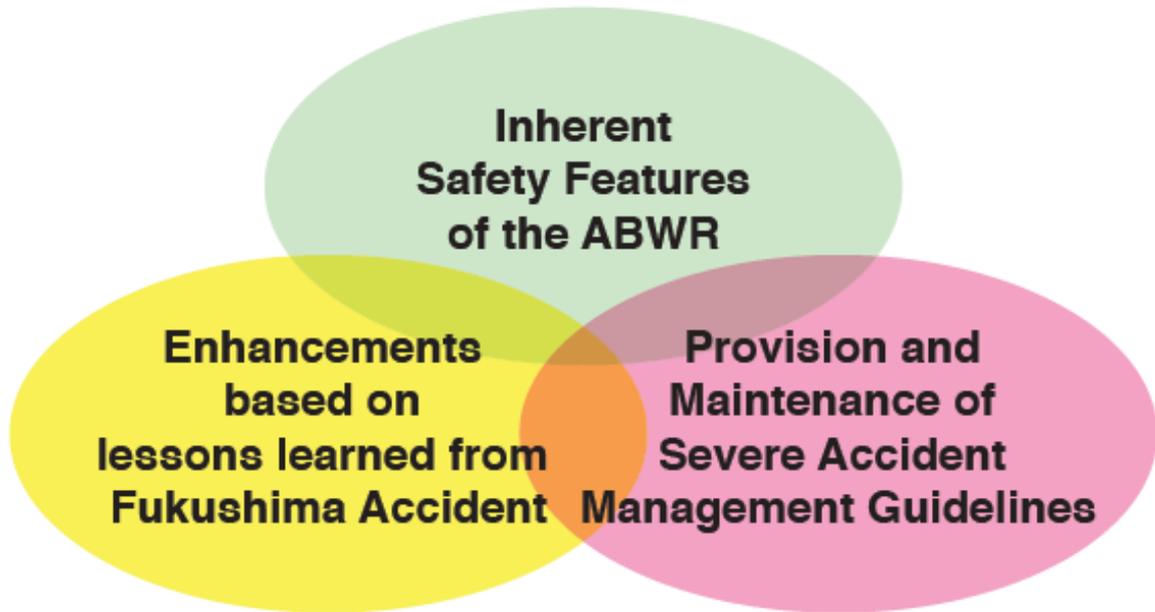


Figura A4-52: ABWR filosofía de la seguridad a implementar post Fukushima: Seguridad inherente a los ABWR, Mejoras implementados en base a lo aprendido luego de Fukushima, Medidas y prevenciones para el manejo de accidentes severos.

Resulta de vital importancia el layout de las nuevas plantas para asegurar que los sistemas móviles de emergencia tanto de remoción de calor, inyección de agua, generadores móviles estén relativamente cerca pero fuera del alcance de tsunamis e inundaciones. En las siguientes figuras se puede apreciar un layout tentativo destacando lo antes mencionado.

■ Site Layout example (1) Full View



■ Site Layout example (2) Closeup View

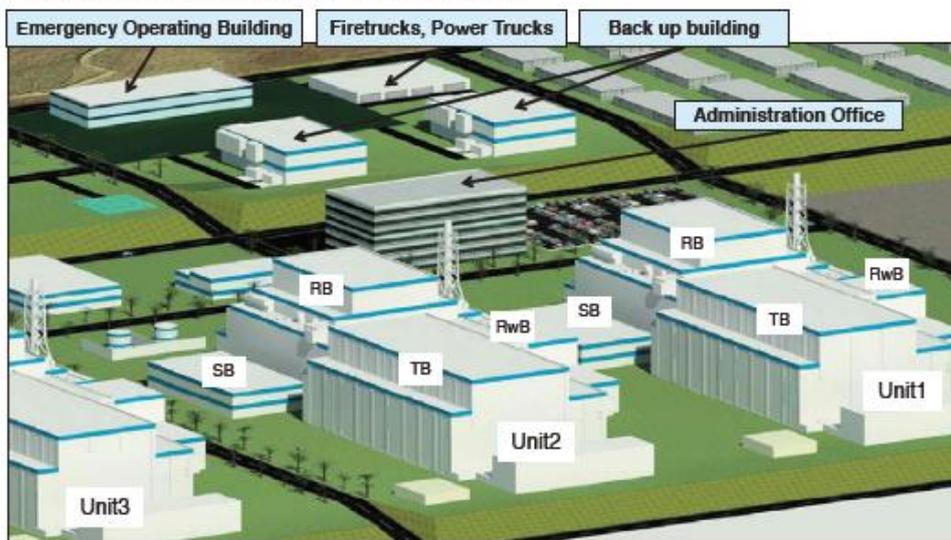


Figura A4-53: ABWR layout tentativos de nuevas plantas

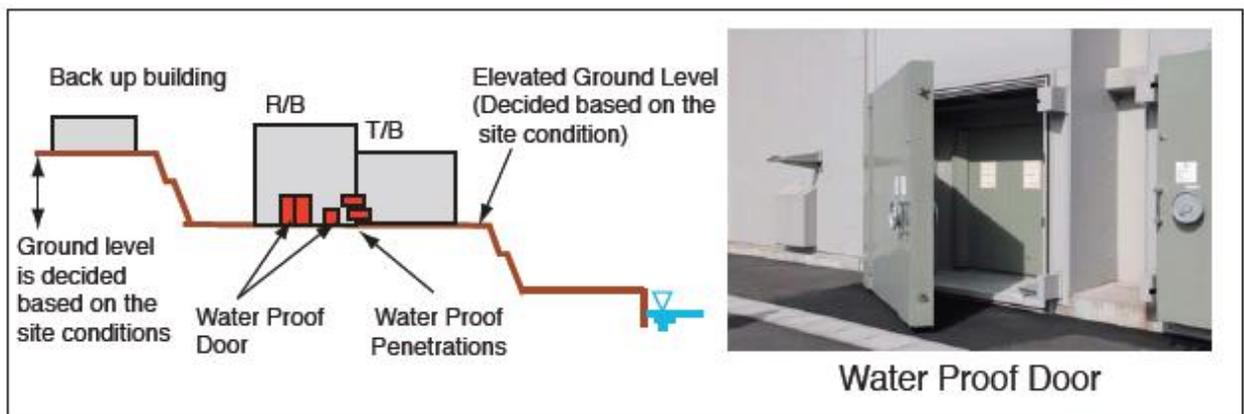


Figura A4-54: ABWR topografía con los distintos niveles y la indicación de edificios estancos

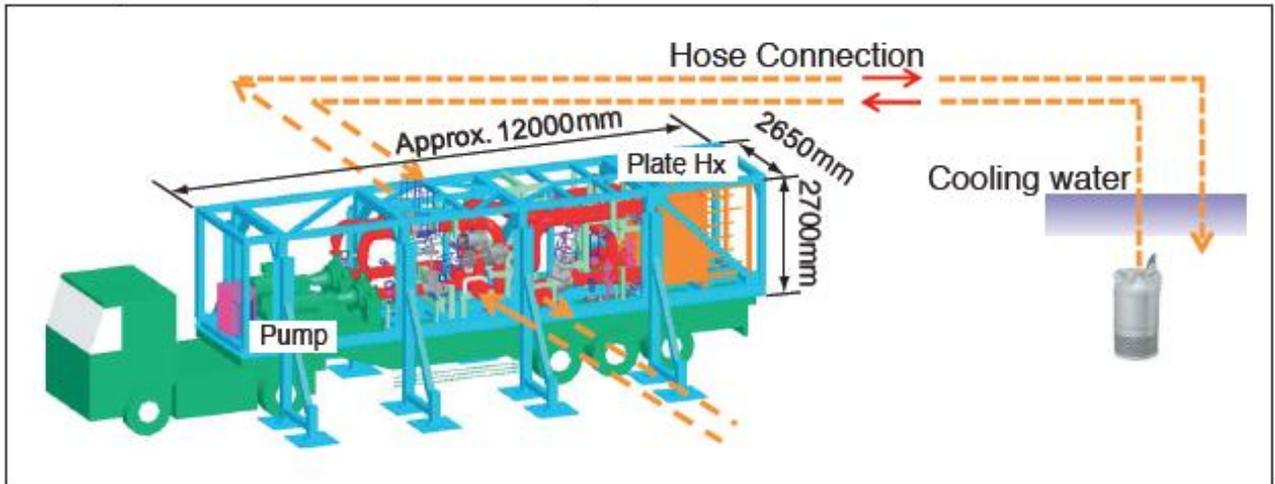


Figura A4-55: ABWR sistema móvil de remoción de calor residual



Figura A4-56: ABWR sistemas móviles anti incendio, generador diesel de emergencia y maquinaria pesada para despejar el área ante una catástrofe.

Si bien los ABWR son muy seguros y han incorporado mejoras post Fukushima no dejan de ser BWR en los que el vapor levemente radioactivo acomete en forma directa a la turbina, este hecho más el estigma que cargan desde el accidente de Fukushima tiene a varios proyectos de construcción parados en el mundo, salvo cuatro de ellos en Japón.

