



4. ANÁLISIS PRELIMINAR DE MODOS DE FALLAS DE LA CONTENCIÓN DE LA CENTRAL DE ATUCHA I DURANTE ACCIDENTES SEVEROS

Jorge Barón, Carlos Caballero y Stella Maris Zárate

ENTE NACIONAL REGULADOR NUCLEAR (ENREN)

Av. Libertador 8250

Capital Federal

Buenos Aires

Argentina

RESUMEN

El presente trabajo tiene como objetivo analizar el comportamiento de la contención de la Central Nuclear Atucha-I ante la ocurrencia de un accidente severo, a través del Análisis Probabilístico de Seguridad.

Inicialmente se realiza una descripción genérica de modos de fallas de contención considerados en otros APS. Luego se analiza en forma cualitativa según las particularidades de diseño de la central de Atucha I, los posibles modos de falla de la contención de dicha central.

Estos modos de fallas presentan algunas diferencias con respecto a las referencias de otros APS, debido al particular diseño de la central. Se estudia, entre otros, la influencia de: la separación entre moderador y refrigerante, la existencia de canales de refrigeración de zircaloy, la existencia de cuerpos de relleno en el recipiente de presión, la geometría de la cavidad del reactor, el modo de operación con recambio continuo, y la existencia de doble contención (metálica y de hormigón) con recinto anular de separación.

En función de dichos análisis, se define una serie de variables que deberán ser tenidas en cuenta, de manera preliminar, para la definición de los Estados de Daño de Planta.

INTRODUCCIÓN

Si bien el objetivo general del Análisis Probabilístico de Seguridad de la Contención es, analizar: los procesos físicos asociados a las secuencias de accidentes dominantes de daño al núcleo, la respuesta de la contención y los sistemas de la contención en la mitigación del accidente severo; podemos destacar dentro de los objetivos particulares, la determinación del Término Fuente para todo el espectro de secuencias del accidente y la identificación de los modos de falla de contención con la evolución en el tiempo.

Tales modos de falla constituyen las cabeceras de los Árboles de Eventos de Contención. Estos árboles están constituidos por el Estado de Daño de Planta considerado como punto de entrada y por la magnitud del Término Fuente como punto final.

La determinación de los Estados de Daño de Planta constituye parte del objetivo principal de la interfase Nivel I/ Nivel II (Análisis de Contención).

El análisis se ha desarrollado para la Central Nuclear Atucha I (CNA-I), de diseño alemán, desarrollado por KWU. Dicha central tiene un reactor de agua a presión (tipo PHWR), moderado y refrigerado por agua pesada (D_2O). EL reactor y las partes más importantes de la instalación se encuentran dentro de una esfera de acero de 50 m de diámetro, con un volumen libre de 50800 m^3 ; la cavidad debajo del recipiente de presión es de características "seca" y de dimensiones reducidas como vemos en la Fig. 1. Además, el reactor se caracteriza por tener un sistema moderador independiente del sistema primario de refrigeración; el moderador circula entre los canales que contienen a los elementos combustibles, impulsado por bombas propias y a temperaturas inferiores a las del refrigerante primario.

Una característica esencial de los reactores de agua a presión es el sistema de refrigeración del reactor, completamente separado del resto de la instalación. Para el caso de la central en estudio, los tubos de los Generadores de Vapor pertenecientes al circuito de refrigeración del reactor, se aran en forma hermética y a prueba de presión dicho circuito del circuito de vapor y de agua de alimentación. Esto permite concentrar los problemas relacionados con la radiación y la radiactividad a los edificios de la parte primaria y a las partes de la instalación allí emplazadas.

MODOS DE FALLAS DE CONTENCIÓN

A continuación se realiza la descripción general de los modos de fallas propuestos por el estudio de riesgos WASH-1400 (ref. [6]) y consecuentemente, para cada uno de estos modos de falla, se analiza cualitativamente la influencia que pueden tener las particularidades de diseño de la CNA-I.

Explosión de Vapor: Proceso físico que supone la interacción de material fundido con agua líquida en un régimen de transferencia térmica altamente eficiente; el agua se vaporiza casi instantáneamente liberando energía y provocando un aumento de presión dinámico, esta onda de presión es la que puede afectar la integridad de la contención.

Una de las condiciones que se tienen que dar es que la masa de corium debe ser suficientemente grande. En este sentido, teniendo en cuenta las cantidades y pesos de las piezas componentes del elemento combustible de la CNA-I y las estructuras internas del recipiente de presión, se deduce que la cantidad de material fundido puede ser importante.

La explosión de vapor puede ser: interna al recipiente de presión o externa al recipiente de presión. Se analizan, para la central objeto de este estudio, los dos posibles modos de una explosión de vapor.

Interna al Recipiente de Presión: El recipiente de presión en el plenum inferior posee los cuerpos de relleno inferiores por lo que sería aparentemente imposible la acumulación de agua en cantidad suficiente para producirse la explosión de vapor con riesgo de afectar la integridad del recipiente.

Externa al Recipiente de Presión: La cavidad debajo del recipiente reactor es "seca" y de dimensiones reducidas. Será necesario una evaluación con mayor grado de detalle e incluso la utilización de códigos para analizar la posibilidad de que el corium interactúe (en cantidad suficiente para producirse este modo de falla) con el agua de los sumideros.

Falla de Aislamiento: Al ocurrir un accidente severo la contención deberá aislarse (cerrar los conductos que la conectan con el exterior) para prevenir fugas radiactivas. Este modo de falla supone que dicha aislación no ocurre.

Se analiza, para el caso de la central objeto de este estudio, la falla de aislamiento, considerando como falla de la contención, más específicamente de la esfera de la contención, la no actuación según diseño de cualquiera de los cierres de las penetraciones de la misma o la pérdida de estanqueidad de cualquier elemento pasivo.

Falla del Sistema de Manejo de la Atmósfera del Recinto Anular: Este modo de falla es específico de la CNA-I. Conservativamente se considera que toda falla de estanqueidad de la esfera posterior a un LOCA permite la liberación de productos radiactivos al exterior y no se tiene en cuenta el recinto anular, ya que el manejo de actividad del mismo es para la tasa de fuga de diseño: $< 0,5\%$ vol./24 hs.

Se analiza en este caso una falla del sistema de manejo de aire del recinto anular, funcionando según diseño la aislación de la esfera, dicha falla podría afectar los equipos instalados en el recinto anular y que se utilizan para la gestión del accidente.

Sobrepresión por Combustión de Hidrógeno: Supone que el hidrógeno (H_2) y/o el monóxido de carbono (CO) presentes en la contención se queman espontáneamente pudiendo llegar a una explosión y las cargas estáticas ó dinámicas derivadas de su combustión pueden vulnerar la propia contención, ó bien dañar equipos relacionados con la seguridad debido a las altas presiones y temperaturas derivadas. Varias son las fuentes de hidrógeno potenciales durante el transcurso de un accidente con fusión del núcleo.

En la CNA I tanto el medio refrigerante como el moderador es agua pesada: D_2O . El comportamiento químico del agua pesada D_2O es igual al del agua liviana H_2O . Las fuentes de generación de hidrógeno son:

- Reacción metal - agua:

Referida a la generación de hidrógeno producto de la oxidación del circonio (Zr) de las vainas o acero estructural por efecto del vapor de agua, siempre que el Zr sea calentado a una temperatura suficientemente alta y exista un suministro suficiente de vapor. Como la reacción es exotérmica, el proceso se realimenta; aunque el caudal de vapor limita la reacción.

- Radiólisis del agua:
Referida a la generación de H_2 por efecto de la radiación sobre el D_2O .
- Interacción corium - hormigón:

Será necesario conocer el tipo de hormigón ya que determina la temperatura de ablación y la liberación de gases.

De las tres fuentes antes mencionadas, se analiza para la CNA-I, la reacción metal-agua. En cuanto a la temperatura que se alcanza, debemos tener en cuenta que una alta temperatura determina una reacción rápida con fusión del núcleo y una posterior relocalización del fundido. Una temperatura moderada implica una reacción lenta en la que no hay fusión por un largo tiempo, la oxidación es completa. En el caso de la CNA-I la potencia de decaimiento es baja y por lo tanto la reacción del Zr, sería completa o muy extendida.

La central en estudio no cuenta con equipos o sistemas destinados a disminuir la concentración de hidrógeno como recombinadores, ignición deliberada o venteo filtrado de la contención durante una situación accidental.

Sobrepresión Cuasi- Estática: Supone que la presión interna de la contención aumenta lentamente como consecuencia de la aparición de vapor de agua y de gases no condensables, superando en el largo plazo la presión de diseño.

Se analiza, para el caso de la central objeto de este estudio, la posibilidad de este modo de falla:

La esfera de contención tiene muchas penetraciones (tuberías de sistemas, esclusas, etc.). Resulta entonces posible ante el aumento de presión, la fuga de material radiactivo a través de tales penetraciones que constituyen puntos débiles de la esfera de acero; ya sea por la falla de algún sello o soldadura.

Será necesario un análisis más detallado, e incluso la utilización de códigos para evaluar la posibilidad de superar la presión de diseño de la contención.

Penetración de la losa de hormigón: Este modo de falla ocurrirá cuando después de la falla del recipiente de presión debido a la fusión y derrumbamiento del núcleo, el material fundido penetra en la cavidad del reactor entrando en contacto con el suelo y las paredes de hormigón a no muy elevada velocidad.

Se analiza, para el caso de la central objeto de este estudio, la posibilidad de este modo de falla:

Debería fallar la esfera (falla catastrófica) para que el corium interactúe con el hormigón externo a la misma.

Códigos computacionales corridos para centrales similares (Central Nuclear José Cabrera) demuestran que este modo de falla es irrelevante, al cabo de varias horas de interacción entre corium y hormigón la penetración es escasa frente al espesor de hormigón.

"By- Pass" de la Contención: Supone que los materiales radiactivos pasan directamente del sistema primario al exterior de la contención a través de algún sistema conectado al primario desde el exterior.

Se analiza, para el caso de la central objeto de este estudio, la posibilidad de "by-pass" de la contención:

Los sistemas involucrados son el de Refrigeración de Emergencia de Baja Presión, el de Regulación de Volumen y el Sistema de Refrigeración de Componentes. También se produciría by-pass de la contención en el caso de la Rotura de Tubos de uno de los Generadores de Vapor y Rotura de Tubos de uno de los Intercambiadores (o refrigeradores) del Moderador.

Calentamiento Directo de la Contención: Este fenómeno se puede producir en accidentes con daño al núcleo con alta presión en el primario y puede originar el fallo temprano del recinto de contención.

Al producirse el fallo del recipiente de presión, el corium es expulsado en forma de chorro dentro de la cavidad del reactor.

Cuando no hay Agua en la Cavidad del Reactor, el corium se expande por toda la cavidad. El vapor, que es expulsado después del corium, trocea el corium y transporta parte del mismo a la contención en forma de gotas. En toda la contención se producen reacciones químicas y procesos de transmisión de calor. Además, algunas reacciones químicas producirán hidrógeno que se añadirá al existente y puede reaccionar con el oxígeno de la contención si se dan las adecuadas condiciones de inflamabilidad.

Cuando hay Agua en la Cavidad del Reactor, pueden producirse explosiones de vapor y dispersión conjunta del agua, vapor y corium. Si el corium se depositase en

el agua de la cavidad podrían generarse grandes cantidades de vapor como consecuencia del enfriamiento del mismo.

Las reacciones químicas y procesos de transmisión de calor aumentan la presión de la contención.

Se analiza, para el caso de la central objeto de este estudio, la influencia de distintas variables sobre la posibilidad de producirse el calentamiento directo de la contención.

- **Modo de falla del circuito de refrigeración del reactor:** El modo de falla del circuito de refrigeración del reactor debería ser por el fondo del recipiente de presión; ya que de lo contrario la presión se habría visto reducida previamente.
- **Situaciones a las que podría estar sometida la central en estudio:** Si hay derrumbamiento de los cuerpos de relleno superiores o mezclado del corium con los cuerpos de relleno inferiores, se manifiesta: "Dilución en la potencia específica". Si no hay derrumbamiento de los cuerpos de relleno superiores o mezclado del corium con los cuerpos de relleno inferiores habrá mayor peligro de falla del recipiente en la zona de transición.
- **Composición del corium:** Para el caso de la central en estudio la cantidad de corium puede ser importante; no solo por las cantidades y pesos de las piezas componentes de los elementos combustibles, sino también porque debemos considerar los materiales de las estructuras internas del recipiente de presión como por ejemplo el tanque del moderador.
- **Compartimentación de la contención:** Será necesario un análisis más detallado e incluso la utilización de códigos para determinar la influencia de las estructuras próximas a la cavidad o fosa del reactor; considerando el hecho de que la misma tiene comunicación con otros recintos a través de varias penetraciones.

Misil interno: Para las contenciones de reactores de diseño alemán se postula este modo de falla y consiste en la expulsión violenta del recipiente de presión, como reacción al escape de material fundido desde el recipiente del reactor hacia la cavidad de la contención en condiciones de alta presión. El "jet" de material fundido impulsa hacia arriba el recipiente de presión, que puede destruir la contención.

Se analiza, para la central objeto de este estudio, la posibilidad de este modo de falla: La cavidad debajo del reactor es seca y de dimensiones reducidas, éstas son condiciones que favorecen el modo de falla mencionado.

De todos modos será necesario analizar con mayor detalle la posibilidad de escape del material fundido desde el recipiente del reactor hacia la cavidad o fosa del mismo, en condiciones de alta presión y la alternativa de aliviar dicha presión a través de las penetraciones que comunican la fosa del reactor con los recintos circundantes.

Fusión penetrante del "Liner" de acero: Una vez que el material nuclear fundido es expulsado hacia el fondo de la cavidad y se inician las interacciones entre el corium y hormigón, no sólo debe considerarse el avance vertical de la masa fundida, sino que ésta se desplazará también de forma horizontal sobre la losa, pudiendo llegar a ponerse en contacto con la piel de hermeticidad.

Dependiendo de la composición del corium, su temperatura puede alcanzar valores por encima de 2500 °K, mientras la temperatura de fusión del revestimiento de acero es del orden de 1700 °K.

Para el caso de la CNA-I será necesario evaluar a través de códigos computacionales la posibilidad de que el corium penetre este espesor de hormigón y llegue a interactuar con el acero de la esfera de contención.

VARIABLES DEFINIDAS SEGÚN LAS PARTICULARIDADES DE DISEÑO DE LA PLANTA

A continuación se presenta un listado de variables relevantes a las Secuencias Accidentales, derivado en base a las particularidades indicadas previamente sobre el comportamiento esperado de la contención de la CNA-I, para cada Modo de Falla de Contención. Estas variables se tendrán en cuenta en la definición de los Estados de Daño de Planta.

Estado de Potencia del Núcleo: El estado de potencia influye en cuanto a la energía acumulada en el núcleo y el sistema primario desde el momento en que se inicia el accidente hasta el daño severo al sistema núcleo - primario.

Para el reactor en operación al inicio de la secuencia accidental, se consideran dos estados de potencia:

- A) Sin extinguir
- B) Extinguido

Estado del Sistema Primario al descubrirse el núcleo: La presión en el sistema primario influirá en los posibles modos de falla de la contención. La energía acumulada en el mencionado sistema pasará a la contención en el momento de la falla del recipiente de presión e incrementará la ya existente en la misma.

Se consideran los siguientes estados:

- A) Alta Presión
- B) Baja Presión

Tiempo en que se descubre el núcleo: En la composición del inventario radiactivo participan elementos de vidas medias muy variadas. El tiempo de descubrimiento del núcleo influirá en el inventario radiactivo disponible para ser liberado, ya que al ser interrumpida la reacción nuclear, el mismo se irá reduciendo rápidamente, sobre todo en los primeros momentos del accidente debido al decaimiento radiactivo.

En cuanto al tiempo de descubrimiento del núcleo se considera:

- A) Temprano
- B) Intermedio
- C) Tardío

Estado de la Contención al descubrirse el núcleo: El estado de la contención en el momento de descubrirse el núcleo influirá en el escape de material radiactivo al exterior.

Los estados que se consideran para la contención, en el momento de descubrirse el núcleo, son:

- A) Aislada
- B) No aislada
- C) By-pass

Estado de la Refrigeración a largo plazo (TJ de Baja): El sistema de refrigeración de emergencia consta de dos subsistemas: Sistema de alta presión y el Sistema de baja presión

Análisis Preliminar de Modos de Falla de la Contención...

Se consideran dos estados para el sistema de baja presión:

- A) Disponible
- B) No disponible

Tipo de secuencia: Según el evento iniciante considerado podremos observar distintos tipos de secuencias, lo que nos permitirá distinguir en las mismas evoluciones temporales diferentes de los eventos principales. También nos permitirá establecer diferencias en el comportamiento en cuanto a transporte y liberación de radionucleídos.

Los tipos de secuencias que se consideran son los siguientes:

- A) Transitorio
- B) LOCA (Accidente con Pérdida de Refrigerante)

Cuerpos de relleno: Se consideran dos posibilidades para el cuerpo de relleno inferior:

- A) Mezclado del corium con el cuerpo de relleno inferior
- B) No mezclado del corium con el cuerpo de relleno
- C) Estado del Sistema de manejo de aire del recinto anular: El sistema de manejo de aire del recinto anular permanece en "stand-by" durante la operación normal y entra en operación en forma automática en caso de existir sobrepresión en el espacio anular.

El manejo de la actividad de este sistema es para una tasa de fuga de diseño de: $< 0,5\%$ vol./24hs. Se considera para este sistema, tres estados posibles:

- A) Disponible
- B) No disponible
- C) Capacidad de filtrado excedida

CONCLUSIONES

El presente trabajo constituye un estudio preliminar sobre el comportamiento de la contención de la Central Nuclear Atucha I durante Accidentes Severos.

Se ha determinado que la contención es vulnerable a varios de los modos de falla postulado en otros estudios de Análisis Probabilístico de Seguridad, presentando inclusive algunos modos de falla propios. Asimismo, se han identificado fenómenos y modos de falla que requieren especial estudio, mediante el uso de modelos físicos y computacionales adecuados.

Finalmente, a partir de los Modos de Falla de Contención, se han identificado qué variables deberán tenerse en cuenta para la definición de Estados de Daño de Planta, que luego serán utilizadas para la elaboración de Arboles de Eventos de Contención.

REFERENCIAS

- [1]. Informe de Seguridad de la CNA I
- [2]. Elementos Combustibles de la CNA I - CNA/21
- [3]. APS IT 118- CNA-I (No publicado)
- [4]. APS IT 102- CNA-I (No publicado)
- [5]. Planos CNA I:
 - M20-010 Corte Longitudinal del Recipiente de Presión
 - M11-145 Edificio del Reactor -Corte Transversal A-A
 - M11-147 Edificio del Reactor -Corte Transversal B-B
 - M66-23 Ventilación aislación y detalle parte inferior del Reactor
 - M36-109 Sistema Primario -Moderador
 - M36-001 Sistema TL
- [6]. WASH-1400. Reactor Safety Study. An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants. US AEC (1975).

ABSTRACT

The present work has the objective to analyze the containment behavior of the Atucha-I Nuclear Power Plant during a severe accident, as part of a Probabilistic Safety Assessment.

Initially, a generic description of the containment failure modes considered in other PSAs is performed. Then, the possible containment failure modes for Atucha I are qualitatively analyzed, according to its design peculiarities.

These failure modes involve some substantial differences from other PSAs, due to the particular design of Atucha I. Among others, it is studied the influence of : moderator/coolant separation, existence of cooling zircaloy channels, existence of filling bodies inside the pressure vessel, reactor cavity geometry, on-line refueling mode, and existence of a double shell containment (steel and concrete) with an annular separation room.

As a functions of the before mentioned analysis, a series of parameters to be taken into account is defined, on a preliminary basis, for the definition of the Plant Damage States.