

C.T.	Biblioteca
AR	PUBLICACIONES
2	AÑO 1987

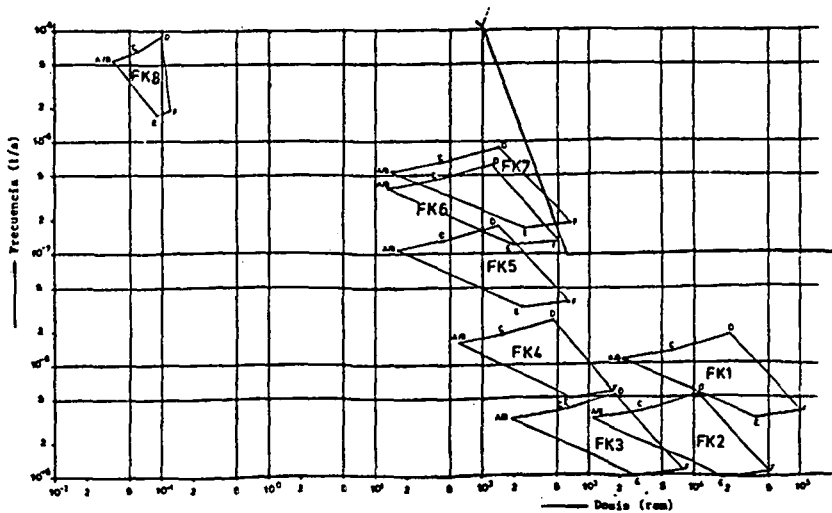
Tendencias en la Seguridad de Centrales Nucleares

Elías Palacios

La mayor revelación en el mundo científico de la seguridad nuclear post Chernobil es haber alcanzado un consenso sobre la necesidad de encarar los estudios de seguridad a través de un análisis de riesgo en términos probabilísticos. Hace mucho tiempo que se viene insistiendo en la Argentina sobre esta necesidad y hace más de seis años que se incorporaron criterios probabilísticos en los documentos regulatorios para el diseño de reactores nucleares (e.g. Norma CALIN 3.1.3 "Criterios radiológicos relativos a accidentes). La verificación de que una central nuclear cumple con este criterio requiere calcular mediante árboles de eventos y fallas la probabilidad de cada secuencia de falla y la dosis resultante en el grupo crítico. La aplicación de esta Norma mostró rápidamente que el viejo concepto de diseño, basado en el accidente máximo creíble, perdía validez y confirmaba que los accidentes de menores dimensiones resultaban más restrictivos desde el punto de vista de la seguridad. (Figura 1).

Estos criterios que en su momento parecieron, para muchos, un mero ejercicio teórico, han cobrado su máxima actualidad después de Chernobil; en el interín, han sido utilizados para el análisis de riesgo en diversos países. El OIEA introdujo el concepto de "risk upper-bound" en todos sus documentos sobre el tema y el ICRP lo ha extendido a la eliminación de residuos de alta actividad en su publicación N°47.

Figura 1



Sin embargo, surgen diversos interrogantes a la luz de los primeros accidentes severos de la industria nuclear, relacionados con el cumplimiento de la curva criterio y otros requerimientos regulatorios, que deberían analizarse cuidadosamente en el diseño de la próxima central.

Fusión del núcleo

El primero de estos interrogantes está relacionado con la frecuencia estimada de accidentes con fusión del núcleo. Los distintos análisis de seguridad tales como el WASH-1400 o el German Risk Study, estiman dicha frecuencia en el orden de 10^{-4} a 10^{-5} por año. A los efectos de convalidar los análisis de seguridad, la autoridad regulatoria argentina entendía que el valor de 10^{-4} año era representativo de una situación extensamente aceptada.

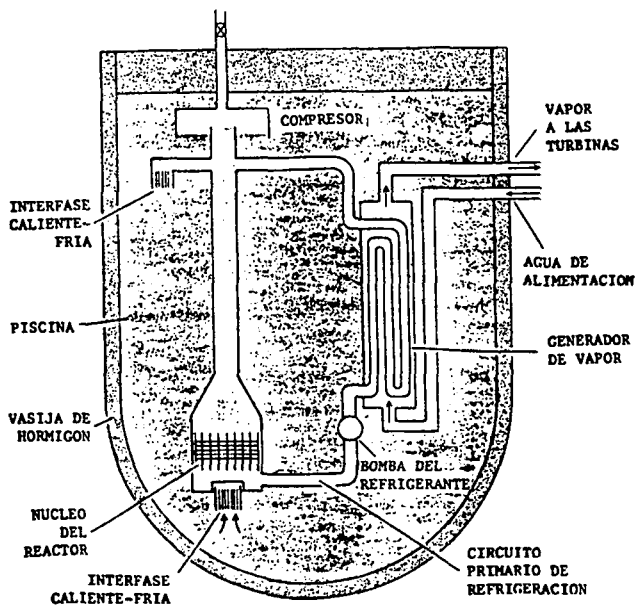
Sin embargo, a la luz de los accidentes ocurridos hasta el presente -Windscale, Three Mile Island (TMI), Chernobil y Brown's Ferry (quasi fusión) - y teniendo en cuenta que se han acumulado en el mundo alrededor de 3500 reactor-año de funcionamiento, parecería que los valores de frecuencia de accidentes con fusión del núcleo utilizados hasta el presente serían optimistas. Si bien resulta difícil hacer comparaciones entre reactores conceptualmente distintos entre sí, valores más realistas de la frecuencia de fusión del núcleo se podrían situar en el orden de 10^{-4} a 10^{-5} año⁻¹.

Esta percepción ha mostrado la necesidad de avanzar en la seguridad intrínseca. Después de TMI y de Chernobil, la atención de los especialistas se ha centrado en los sistemas pasivos de extracción de calor a fin de reducir la frecuencia de accidentes con fusión del núcleo; es decir sistemas que en caso de falla de refrigeración, el calor generado por el decaimiento de los productos de fisión del núcleo se disipe mediante procesos naturales de transmisión de calor. En estos reactores, la refrigeración pasiva sería suficiente para evitar el sobrecalentamiento del núcleo y consecuentemente el daño de los elementos combustibles. Cualquier avance en este sentido simplificaría el diseño y construcción de una central, tanto en los sistemas de seguridad como en los sistemas no nucleares.

En la actualidad están surgiendo diseños novedosos de reactores que avanzan en el sentido de la seguridad intrínseca. En un proyecto sueco, conocido como reactor PIUS, el núcleo, el circuito primario de refrigeración y los generadores de vapor están inmersos en agua fría borada dentro de una estructura de presión de hormigón pretensado. La piscina y el circuito primario están conectados hidráulicamente y en condiciones normales, es suficiente con la presión suministrada por las bombas de refrigeración para evitar que el agua de la piscina ingrese al núcleo. Cualquier perturbación en el sistema

de refrigeración descompensaría el equilibrio, el agua borada ingresaría interrumpiendo la reacción nuclear y el agua fría de la piscina evacuaría el calor residual (Figura 2).

Figura 2



Otros ejemplos de reactores intrínsecamente seguros son el reactor modular de alta temperatura con el lecho de bolas desarrollado por KWU/INTERATOM de Alemania y el reactor CAREN que está siendo desarrollado por INVAP.

Sistema de contención

El sistema de contención es la última barrera para retener el material radiactivo que potencialmente po-

dría escapar del reactor en el caso de producirse un accidente. Estos sistemas están diseñados para soportar el incremento de presión que se produciría como consecuencia de la vaporización del agua contenida en el circuito primario. Bajo estas condiciones de sollicitación, la probabilidad de falla del sistema de contención fue estimada en distintos estudios en el orden de 10^{-4} .

En general, estos sistemas no están diseñados para resistir explosiones de vapor o de hidrógeno y menós aún, explosiones debidas a excursiones de potencia. En el caso de Atucha II se considera que un accidente con fusión del núcleo seguido de una explosión de vapor tiene una probabilidad anual de ocurrencia de 2.10^{-4} a¹ siendo la probabilidad de falla de la contención, en esa situación, igual a 1.

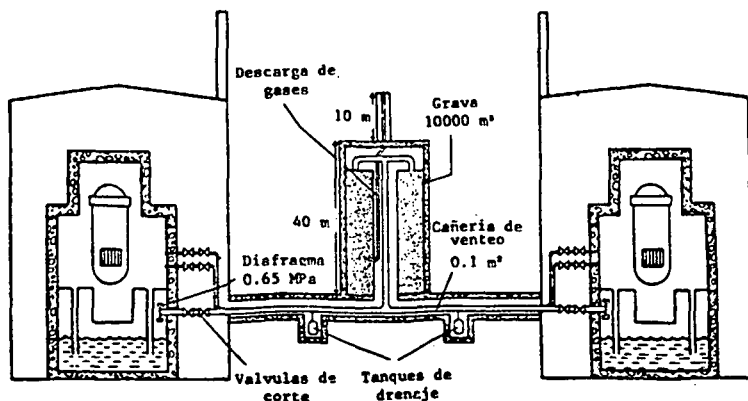
En el caso de la Central Nuclear Embalse, la contención ho ha sido diseñada para soportar explosiones de hidrógeno. En un estudio determinístico se intentó demostrar que en caso de accidente, difícilmente reaccionaría más que una pequeña fracción de los 15.400 kg. de aleaciones de circonio contenidas en el reactor y que en esas circunstancias, no se superarían concentraciones de hidrógeno en la contención superiores al 3% (la concentración explosiva de hidrógeno en aire se alcanza entre el 4% y el 6%).

Por otra parte, hay cierto consenso en que ningún sistema de contención de los utilizados en la generación de reactores actuales, soportaría una explosión asociada a una excursión de potencia con las características de lo ocurrido en Chernobil.

La situación planteada llevó a diversos grupos a analizar nuevos conceptos de sistemas de contención que limiten las consecuencias radiológicas de un accidente severo. En la figura 3 se muestra el concepto FILTRA

en construcción en Suecia, cuyos objetivos primarios son aliviar la sobre-presión de la contención en caso de accidente, condensar el vapor y retener una fracción importante del material radiactivos previo a la descarga por chimenea. El sistema, en su conjunto, es totalmente pasivo y se dispara cuando la presión en la contención supera el valor necesario para accionar un disco de ruptura; el caudal de aire venteado se limita por medio de una placa orificio.

Figura 3



Factor humano

La experiencia mundial en la operación de centrales y los accidentes ocurridos hasta la fecha, han puesto claras evidencias de que la incidencia del factor humano en los sistemas de seguridad es mucho mayor de los que se había previsto en el diseño. TMI y Chernobyl demuestran tal dependencia y parecería que el avance de los sistemas pasivos de seguridad es el paso obligado de la nueva generación de reactores para reducir la frecuencia de accidentes de grandes consecuencias.

Sin embargo, no se puede ocultar la importancia de la intervención del operador para resolver situaciones

anormales cuando se tiene un conocimiento profundo del estado de la central. Es evidente que si los operadores de Chernobil hubieran evaluado el estado inseguro del reactor, podrían haberlo llevado a parada segura (lo mismo hubiera ocurrido en TMI). Por otro lado, el accidente ocurrido en la unidad 2 de la Central Nuclear Pickering en 1983 pudo ser controlado debido al precoz y correcto diagnóstico del operador y a su adecuada intervención posterior. Es necesario que el operador esté adecuadamente entrenado para hacer frente a situaciones anormales o imprevistas en cuyo caso el diseño del reactor puede no ser enteramente satisfactorio. En este sentido, es evidente la necesidad de un entrenamiento sistemático del operador en simuladores que produzcan potenciales situaciones accidentales características de la instalación.

Otro aspecto importante a tener en cuenta es la interface hombre-máquina. Se debe avanzar en el diseño de una interface hombre-máquina que ayude eficazmente en el diagnóstico precoz del accidente y en la toma de medidas correctivas adecuadas durante el accidente. En tal sentido, la consola debería indicar un mínimo de parámetros fundamentales de seguridad y de alarmas que faciliten el manejo del accidente. Al mismo tiempo se deberá prever sistemas que disparen acciones automáticas protectoras cuando el operador lleve a la central a un estado potencialmente inseguro ya sea por error o transgresión de los procedimientos escritos.

Plan de emergencia

La experiencia de Chernobil también muestra que aún cuando los sistemas de seguridad y mitigación fallan, es posible evitar consecuencias graves en el público si existen adecuados planes de emergencia.

En la década del 70 era frecuente escuchar a los especialistas en seguridad afirmar que una central po-

dría instalarse en cualquier emplazamiento, dependiendo únicamente de su costo. Los requerimientos actuales relacionados con la implementación de planes de emergencia para mitigar las consecuencias de accidentes poco probables, destruye aquella teoría.

En el caso de Argentina, por ejemplo, se requiere que los planes de emergencia contemplen la potencial evacuación irrestricta del público, si las dosis debidas al depósito superan 10 rem en 6 horas. Además, requiere que se analice caso por caso la necesidad de evacuación, si las dosis debidas al depósito superan 10 rem en 24 horas.

Frente a accidentes severos de muy baja probabilidad de ocurrencia, donde las cantidades de material radiactivo liberadas al ambiente podrían ser significativas, la zona de evacuación podría extenderse a algunas decenas de kilómetros en la dirección del viento.

Los problemas asociados con grandes evacuaciones hacen pensar que debería asegurarse el dominio absoluto dentro del primer kilómetro, garantizar una zona de muy baja densidad de población en los primeros 3 km y una zona exenta de áreas densamente pobladas en las primeras decenas de kilómetros.

Estas exigencias no parecerían ser un objetivo difícil de lograr en la Argentina actual. Sin embargo, no se dispone aún de una base legal que regule el crecimiento demográfico alrededor de las centrales nucleares de manera de asegurar que una situación adecuada hoy, se mantendrá en el futuro.

* * * * *