Envejecimiento de las centrales nucleares y política reguladora

Rodolfo Touzet

Elementos en que se basa la seguridad

Una forma posible de analizar la seguridad de una central nuclear es asumir que la misma está compuesta

por cuatro elementos básicos, estrechamente relacionados entre sí:

1. Los componentes físicos (hardware)

2. La documentación (software)

3. El elemento humano y su comunicación con la instalación (factor humano e interfase hombre-máquina).

4. El control y la verificación independiente de la existencia de los 3 elementos anteriores. (Q.A.)

Variación de la seguridad en función del tiempo

Hacer una apreciación cuantitativa sobre cómo varía la seguridad en función de la vida de una central nuclear requiere:

a) Contar con un método para evaluar la probabilidad de accidentes y sus consecuencias en el período inicial de operación.

b) Determinar cómo ha variado la densidad de probabilidad de accidentes en función del tiempo en la misma central envejecida (suponiendo que las consecuencias no han variado).

La densidad de probabilidad de accidentes en función del tiempo (dP/dt) depende de las características intrínsecas de los materiales y equipos de la central y sus condiciones de contorno que pueden variar en función de la edad de la instalación.

El desarrollo de métodos probabilísticos ha sido muy importante en los últimos años como un pre-requisito necesario para realizar el análisis de riesgos. Sin em-

bargo la incerteza en la información y en los datos utilizados ha dado como resultado considerables márgenes de incertidumbre en los resultados obtenidos.

Un enfoque determinístico, en cambio define como una Central Nuclear Segura a aquélla que "cumple en forma contínua y controlada con los requisitos establecidos por el diseñador" manteniéndose por lo tanto "dentro de los límites usados como hipótesis de trabajo en los análisis de seguridad originales". Además para que la central sea segura debe existir una realimentación eficaz que permita corregir las fallas de diseño y análisis (Q.A.)

Capacidad de los cuerpos reguladores para detectar fallas en la seguridad

¿Cuál es la capacidad del ente regulador para verificar esta situación? A veces la apreciación desde afuera no es fácil y la experiencia nuestra que no siempre se tomaron las debidas precauciones en situaciones que posteriormente fueron universalmente calificadas como inaceptables para la seguridad.

Un mes y medio antes de ocurrir el accidente de Three Mile Island (TMI) un agente inspector del USNRC (I & R) hizo una inspección reglamentaria y redactó un informe que se puede leer en los archivos federales del NRC en Maryland. En este informe se indica que "no se han encontrado desviaciones al cumplimiento de los requerimientos". Por otra parte no se hacen comentarios específicos referen tes a la marcha del Programa de Garantía de Calidad y su eficacia.

En el simposio sobre seguridad operacional celebrado en Marsella en 1983 se presentaron trabajos sobre la seguridad operacional y el factor humano en centrales de tipo soviético. En estos trabajos se destaca que la

seguridad de estas plantas está asegurada debido al exacto cumplimiento de las instrucciones operativas. Se informa también que el Estado supervisa las actividades de Garantía de Calidad con particular énfasis en el cumplimiento de los límites y condiciones de la operación y el registro de las infracciones a los procedimientos o sus alteraciones.

Parece ser de suma importancia que las organizaciones responsables de la operación y del control de las instalaciones tengan el conocimiento preciso sobre cuál es la situación real en que se encuentra la seguridad de una instalación y cuáles son las medidas más apropiadas para lograr los objetivos que se han fijado.

Causas principales de los accidentes

De acuerdo a la experiencia operativa pareciera ser que las fallas de componentes conducen en general a situaciones ya previstas por el diseñador y que no afectan seriamente a la seguridad debido a las prevenciones tomadas en el diseño. En cambio pareciera ser que las fallas humanas, en especial aquéllas que implican una desviación de los procedimientos establecidos, pueden conducir a situaciones peligrosas para la seguridad.

En las centrales de Electricité de France (EDF) un 23% de las salidas de servicio imprevistas se debe a fallas humanas y un 77% a fallas de equipos. Se debe considerar no obstante, que en este informe las fallas de equipos incluyen las fallas de mantenimiento que a su vez pueden implicar fallas humanas.

De acuerdo a las conclusiones del Estudio de Riesgo Alemán, las dos terceras partes de los eventos que concluyen con la fusión del núcleo son debidos a la **contribución de errores humanos** mientras que, de acuerdo a esta misma parte del estudio solamente una cuarta parte sería debido a falla independiente de componentes.

Las investigaciones sobre eventos significativos realizados por personal especializado del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) indican que los factores humanos son casi siempre parte de las causas de los eventos y que los márgenes de seguridad dependen sólo en un 20% del diseño y que en cambio en **un 80% dependen de la forma en que la planta es operada.**

Se debe destacar además que el análisis de las causas reales que originan los incidentes relevantes es a veces difícil de realizar a partir de los informes respectivos, pues no siempre se destacan debidamente aquellas causas que radican en el incumplimiento o la transgresión de los documentos operativos por parte del personal de operación que es responsable de la redacción del informe.

Ejemplos:

La falla de una válvula motorizada puede originarse en el hecho de que el cable de señal que reemplazó al original no cumplía las especificaciones claramente explicitadas por el diseñador (no obstante este tipo de fallas es habitualmente computado como falla del equipo).

La falla de una válvula de retención pudo originarse en que el estado del sistema era diferente al requerido en las condiciones de operación del mismo.

Los programas nacionales e internacionales para la evaluación y diseminación de la experiencia operativa relacionada con incidentes son esenciales para lograr el mejoramiento de la seguridad pero **su efectividad depende en gran medida del "correcto análisis de las causas que originan los eventos iniciantes".**

De las causas que posibilitaron la ocurrencia del accidente de Chernobil se pueden separar aquellas que

dependen del diseño particular de las centrales RBMK las que corresponden a aspectos genéricos aplicables cualquier central.

Entre estas causas genéricas se pueden mencionar:

- El incumplimiento de procedimientos operativos.

- La subordinación de los requerimientos de seguridad a las necesidades de producción.

- La toma de decisiones que implican cambios en requisitos de diseño a un nivel inadecuado de conocimiento del diseño.

- La falta de un control independiente y eficaz del cumplimiento efectivo del Programa de Garantía de Calidad.

Se ha realizado un análisis de los informes de eventos iniciantes en centrales nucleares que tienen más de 7 años de antigüedad y del resultado del mismo surge que en más del 50% de los casos se encuentran uno o más de los cuatro elementos que se han señalado como causas genéricas del accidente de Chernobil. En muchos informes no se ha podido establecer, por falta de datos, cuáles han sido todos los factores que contribuyeron a la generación del evento.

En general las fallas en el cumplimiento de especificaciones o requerimientos de diseño deberían poder ser detectadas y corregidas por el mecanismo independiente de control y en caso de subsistir en el tiempo indicarían también una falla del sistema de control (Q.A.)

La determinación de las causas que originan los incidentes es importante puesto que solamente en la medida en que se determinen dichas causas se podrán aplicar las acciones correctivas más adecuadas.

Algunos problemas comunes en las centrales antiguas

Un sentimiento general muy difundido es aquél que relaciona en forma exclusiva la antigüedad como el envejecimiento de los componentes y reduce la problemática a temas como la corrosión, el desgaste, la fragilización y la fatiga de los materiales. Las acciones correctivas en este caso tienen como único objetivo mejorar el mantenimiento preventivo, los ensayos periódicos y la inspección en servicio.

Es conveniente ampliar el campo de acción incluyendo además de la evolución del hardware, la evolución de otros elementos como la documentación, el factor humano y su interfase con la máquina y los mecanismos de control.

Algunos problemas que se presentan en la mayoría de las centrales antiguas, que tienen una implicancia en la seguridad y que deben, por lo tanto, implicar también acciones por parte del ente operador y por parte del organismo regulador, son los siguientes:

a) las herramientas de cálculo usadas para elaborar el informe final de seguridad eran más primitivas.

b) Muchos criterios usados en el diseño (redundancia, diversidad, separación física, modo de falla, etc.) no serían totalmente satisfactorios hoy en día.

c) El plantel que condujo la puesta en marcha y superó los problemas iniciales fue reemplazado por personal que no pudo ver detalles de la construcción ni participar en la puesta en marcha.

d) Han ocurrido modificaciones en algunos sistemas.

e) Los repuestos usados en algunos casos para las reparaciones son distintos a los materiales originales.

f) Se inició la operación en épocas en que la garantía de calidad se basaba en criterios diferentes de los actuales.

g) Los únicos cambios producidos en algunos documentos básicos de operación son que las hojas se han vuelto un poco amarillas.

h) Muchos requerimientos regulatorios actuales no existían en el inicio de la operación.

i) Los componentes electrónicos de instrumentación y control pertenecen a una generación perimida.

j) Las modificaciones al diseño original y las nuevas inspecciones implican importantes dosis colectivas.

k) El personal de operación, en algunos casos, pierde el entusiasmo original debido a que la tarea con el tiempo se vuelve más rutinaria.

Acciones recomendables en centrales viejas

Lamentablemente aún estamos lejos de tener los anciados "reactores creíbles" (forgiving reactors) y debemos, mientras tanto, mejorar la credibilidad de la organización de operación, y verificar de la mejor manera posible que las centrales nucleares **operan dentro de las condiciones y límites establecidos en las hipótesis de diseño**, para lograr un adecuado nivel de confianza por parte del público.

Asegurar que una central opera dentro de las condiciones y límites establecidos implica acciones sobre

los cuatro elementos del sistema: los componentes físicos, el factor humano, la documentación de operación y el control y monitoraje.

Después de ocurrido el accidente de TMI se recomendó fuertemente lo siguiente:

- Establecer criterios claros sobre el mínimo aceptable de confiabilidad y de calidad.

- Requerir la parada de la planta "cuando se violen principios de garantía de calidad".

Estas recomendaciones formaban parte de las llamadas "Lecciones de TMI".

Asimismo, luego del accidente de Browns Ferry se ha llamado la atención sobre la necesidad de una garantía de calidad adecuada para los trabajos de mantenimiento y ensayo.

De acuerdo al análisis de las causas que originan los incidentes de hoy en día en las centrales nucleares, no parece ser que estas "lecciones" hayan sido aún aprendidas por todos los que somos responsables de la seguridad y que debemos todavía seguir asistiendo a clase.

Las causas originadas en el factor humano tienen dos aspectos: el error o equivocación originado por una interpretación incorrecta de la situación, y la transgresión de procedimientos operativos o límites establecidos en los documentos de operación y es en este último aspecto que se debe poner énfasis en la acción correctiva.

En relación a **los documentos** se debe lograr una permanente coherencia entre la documentación original de

diseño, los documentos relativos a modificaciones y cambios de ingeniería y el estado real-actual de la planta (posición y situación de los equipos y los componentes). La experiencia muestra que a medida que pasa el tiempo la actualización de la documentación se hace más compleja y más lenta. Es de esperar que en el futuro el uso de metodologías de CADD (Computer Aided Design Drawings) combinadas con sistemas de base de datos pueden permitir mantener actualizada la documentación "as-built" en forma automática a medida que se produzcan los cambios o modificaciones al diseño.

Conclusiones

La edad de una central nuclear tiene por efecto un aumento de la tasa de falla de los componentes y una disminución de la confiabilidad debido a la degradación de los materiales y las estructuras. El personal de operación, los documentos y los sistemas de control son parte de esa estructura que se degrada con el tiempo y es conveniente que los programas correctivos incluyan acciones en las cuatro áreas de interés para la seguridad.

Le mencionan finalmente como ejemplo de este criterio las áreas en las que se han efectuado requerimientos regulatorios a la Central Nuclear Atucha I:

AREAS DE ACCION REGULATORIA EN ATUCHA I

HARDWARE

- Monitoraje del recipiente de presión mediante inspección en servicio y análisis de probetas.
- Monitoraje del comportamiento de los cables que están sometidos a irradiación y temperatura elevada.

- Análisis "post-morten" de componentes utilizados para evaluar el proceso de degradación.
- Revisión de la experiencia operativa de centrales semejantes.

SOFTWARE

- Revisión del Informe de Seguridad utilizando las herramientas de cálculo actuales.
- Revisión de los Programas de Inspección en Servicio, Pruebas Repetitivas, Mantenimiento Preventivo y Mantenimiento Predictivo en base a la experiencia operativa local y externa.

FACTOR HUMANO

- Refuerzo del reentrenamiento en la aplicación de procedimientos para situaciones anormales (1 mes por año).
- Entrenamiento del personal en la importancia del respeto de los procedimientos establecidos.

GARANTIA DE CALIDAD

- Control del uso de repuestos para evitar modificaciones al diseño en especial en juntas y cables.
- Verificación del cumplimiento estricto de las Condiciones y Límites de Operación.
- Análisis independiente de las causas profundas que originan los incidentes y las acciones correctivas necesarias.

REFERENCIAS

(1) D.Beninson, B.Lindell, "Critical Views on the Application of Some Methods for Evaluation of Accident Probabilities and Consequences", (Stockholm, 1980, IAA Int. Conf.) CN-39/10.2

(2) USNRC, NUREG - 0585 "TMI-2 Lessons Learned Task Force Final Report", (August, 1979).

(3) Kemeny, J.G., et al, "Report of the President's Commission on TMI, The Need for Change", (Oct., 1979).

(4) Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, B.M.F.T., Verlag Tuv Rheinland, (1979). (also A. Birkhofer - IAEA-CN-39/6.5).

(5) B.Thomas, "Analysis of Safety Significant Events Team", (ASSET) IAEA DOL 5417, (May 1986 - Rev. 2).

(6) A.Cleveland, R. Renuart, "Configuration Control Improves Nuclear Plant Engineering, Operations Power Engineering", Rev. March 87-p 19.

(7) H.J. Dunster, "Some Reactions to the Accident at TMI", (Nucl. Energy, 1980, June N° 3, 139-146).

(8) B.Thomas, "Les Arrets de Production Imprevus du Parc Rep. Français", IAEA-SM-274/4.

(9) Symposium on Operational Safety of Nuclear Power Plants, Marseille 2-6 May 1983.

(10) IAEA Incident Reporting System (Reports 1984/85/86).

* * * * *