



CU9700439

CENTRO NACIONAL DE SEGURIDAD NUCLEAR
DEPARTAMENTO DE ANALISIS DE SEGURIDAD NUCLEAR

ACCIDENTES SEVEROS EN CENTRALES NUCLEARES

Reinaldo Valle Capero
Jorge Castillo Alvarez
Juan Ramón Fuente

TALLER REGIONAL DE APS. ISCTN. HABANA, CUBA

Ciudad de la Habana, Febrero 1996

INIS-CU -- 0012

SEVERE ACCIDENTS IN NUCLEAR POWER PLANTS

Reinaldo Valle Cepero
Jorge Castillo Alvarez
Juan Ramón Fuente
National Center for Nuclear Safety.

ABSTRACT

For the assessment of the safety of nuclear power plants it is of great importance the analyses of severe accidents (SA) since they allow to estimate the possible failure modes of the containment, and also permit knowing the magnitude and composition of the radioactive material that would be released to the environment in case of an accident that exceeds the design basis of the plant. Further on these analyses contribute to evaluate the impact of such accidents upon population and the environment.

This paper presents in general terms the basic principles for conducting the analyses of SA, the fundamental sources in the generation of radionuclides and aerosols, the transportation and deposition processes, and also makes reference to the main codes used in the modelation of SA. The final part of the paper contents information on how SA are dealt with from the regulatory point of view in different countries.

Introducción

A pesar de que las instalaciones nucleares son diseñadas y construidas de forma tal que se garanticen la seguridad del personal de explotación, la población y el medio ambiente en caso de ocurrencia de los accidentes base de diseño, existe la probabilidad, aunque muy pequeña, de que ocurran sucesos los cuales pueden provocar daños considerables al núcleo del reactor (hasta su fusión completa) y por consiguiente provocar liberaciones grandes de radionucleidos. A este tipo de accidente se le denomina Accidente Severo (AS).

Con el objetivo de hacer no vulnerable la seguridad de las instalaciones nucleares ante los AS, ingenieros y proyectistas apoyados en la experiencia de explotación, los análisis de seguridad y los resultados de las investigaciones en materia de seguridad; han comenzado a establecer procedimientos de gestión de accidentes, teniendo en cuenta AS representativos y predominantes; así como se realizan modificaciones de diseño de las plantas siempre y cuando se demuestre que se ha elevado la seguridad general de la planta con esfuerzos razonables.

El análisis de AS tiene dos principios básicos:

- Determinar el modo de fallo de la contención y el momento aproximado en el que ocurre (corto, medio o largo plazo)
- Estimar la descarga de productos radiactivos al exterior (término fuente).

Con el objetivo de cumplimentar estas dos fases del análisis se utilizan códigos de computación con los cuales se puede modelar el desarrollo del accidente desde su principio hasta el fallo de la contención y la determinación de las tasas de productos radiactivos liberadas al medio ambiente. La identificación de los escenarios (secuencias accidentales) que con mayor probabilidad pueden conducir al daño del núcleo, para los cuales debe realizarse la estimación posterior del accidente y de sus consecuencias, se realiza mediante la aplicación de técnicas de APS

En este caso nos apoyamos en el APS de Nivel I el cual consiste en el análisis del diseño y operación de la central para identificar las secuencias de accidentes que pueden dar lugar a una fusión del núcleo. Puede proporcionar importantes ideas sobre los puntos fuertes y débiles del diseño así como los métodos de evitar daños en el núcleo que serían precursores de una gran liberación de material radiactivo. El resultado es un listado de las secuencias más probables que traen como consecuencia la fusión del núcleo del reactor junto con las causas de las mismas.

Se realiza un APS de II nivel que además de incluir un APS nivel I, consiste en un análisis de los procesos físicos y químicos que afectan la planta después de que se ha iniciado una secuencia que pudiera vulnerar al núcleo. En esta parte del análisis se investiga el impacto que tendría la progresión del accidente en el edificio de la contención.

El APS nivel II no sólo determina las frecuencias de las secuencias de fundición del núcleo, sino que estima el momento y modo de falla de la contención, así como el inventario de radionucleidos liberados al medio ambiente. Los resultados se presentan en términos de la frecuencia por año de

ruptura de la contención y descripción del término fuente el cual según su magnitud se agrupará en las llamadas Categorías de Término Fuente.

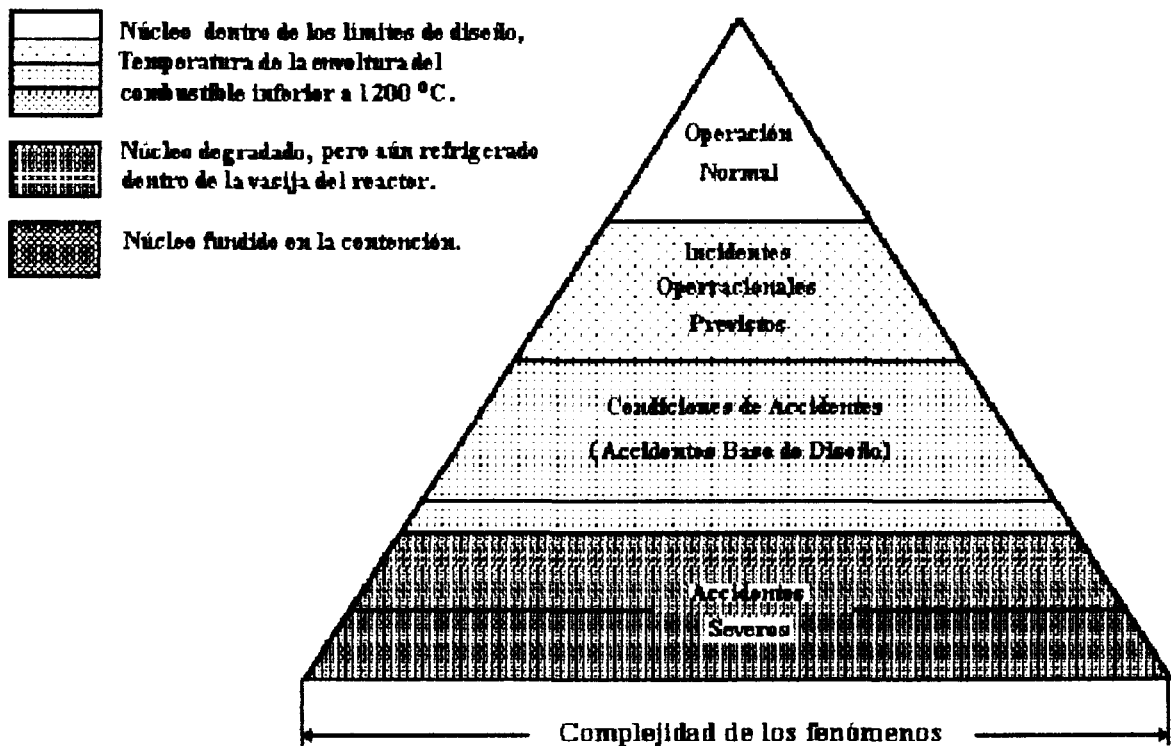


FIG. Complejidad de los fenómenos durante una secuencia de accidente.

Determinar el modo de falla de la contención y el momento aproximado en el que ocurre (corto, medio, largo plazo).

Es motivo de especial interés durante el análisis del AS aquellos fenómenos que pueden influir significativamente en la progresión del accidente:

- Estado de aislamiento de la contención.
- Refrigerabilidad del núcleo fundido en la vasija.
- Refrigerabilidad del núcleo fundido fuera de la vasija.
- Modo de fallo inducido del primario debido a presión y temperatura.
- Fallo de la contención debido a proyectiles procedentes del fallo de la vasija por explosiones de vapor.
- Fracción de núcleo fundido arrastrado fuera de la cavidad de la vasija.

- Fallo de la contención a corto plazo.
- Fallo de la contención a largo plazo.

El modo de falla de la contención dependerá de las cargas térmicas y mecánicas que se suponga actúen sobre la misma, las que son función de la secuencia accidental escogida para el estudio. En el documento WASH-1400 (NUREG-75/014), [1] se tipifican seis modos de falla de la contención:

1-Explosión de vapor: supone la interacción de material fundido con agua en estado líquido en un régimen de transferencia térmica altamente eficiente. Este modo de falla causa una onda de presión que destruye la integridad de la contención.

2-Falla de aislamiento: al ocurrir un accidente la contención deberá aislarse (cerrar sus conductos con el exterior) como medida de prevención de fugas radiactivas. Este modo de falla supone que dicha aislación no ocurre.

3-Sobrepresión por combustión de hidrógeno: Este modo de falla supone que el hidrógeno presente en la contención se quema espontáneamente (pudiendo llegar a una explosión) y la presión resultante supera la de diseño de la contención.

4-Sobrepresión cuasiestática: este modo supone que la presión interna de la contención aumenta lentamente como consecuencia de la aparición de vapor de agua y de gases incondensables, superando a largo plazo la presión de diseño.

5-Penetración de la losa de hormigón: este modo de falla ocurrirá en el caso de que no se produzca ninguno de los anteriores y la interacción corium-hormigón prosiga un largo tiempo, hasta erosionar los cimientos del edificio de Contención.

6-"By-pass" de la contención: este modo de falla 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 (Ej sistema de inyección de emergencia).

Además, es presumible un séptimo modo de falla de la contención, que es la perforación de la misma como consecuencia de la aparición de misiles internos. Cuando se hace referencia a este término se presta atención a los equipos y sistemas que poseen un alto contenido de energía almacenada, preferentemente a aquellos que durante su funcionamiento desarrollan una alta cantidad de energía cinética, lineal o de rotación, como son las BPC, o los que por su masa o ubicación poseen almacenada una gran cantidad de energía potencial, como por ejemplo la grúa polar, los tanques hidroacumuladores del sistema SEEZ, y el propio circuito primario. Pero es interesante señalar que en el proceso de desarrollo de un accidente severo, los misiles internos pueden ser elementos desencadenantes de otro modo de falla de la contención.

Esto quiere decir que un objeto lanzado a gran velocidad dentro del volumen de la contención podría no fallarla directamente, sino que su impacto sobre otro dispositivo o sistema podría provocar la falla

de la contención. Por ejemplo, al producirse el deterioro de pasajes herméticos por impacto de misiles, esto podría llevar a una falla de aislamiento. En la contención de Juraguá se han previsto mamparas entre los lazos de circulación del primario, y las válvulas de corte de acción rápida de la contención han sido ubicadas en un perímetro protegido por una pared de hormigón, lo cual hace menos probable este modo de falla.

El modo de falla de la contención determinará la magnitud del término fuente. En general, se puede suponer que cuanto más tarde falle la contención, menor será el término fuente, debido a que existirá más tiempo para que los procesos de remoción de materiales radiactivos disminuyan el potencial para liberación. Además, mientras más complejo sea el camino de escape de los radionucleidos a través de la contención, menor será también el término fuente al exterior.

En los últimos años se aprecia una tendencia global de utilizar venteos filtrados de la contención para casos de accidentes severos. De esta forma es posible evitar la falla de la contención por sobrepresurización lenta, lo cual implica la reducción significativa del término fuente hacia el medio exterior.

También es de interés recordar que los reactores soviéticos del tipo WWER de las primeras generaciones estaban equipados con válvulas de ruptura de membrana en sus contenciones, que deberían abrirse a la atmósfera en caso de que se sobrepasaran los límites de presión de cálculo de las mismas. En este tipo de contención los gases y vapores no eran filtrados antes de la descarga, pero se evitaba una presumible falla catastrófica de la envolvente.

Interacción corium-hormigón

Como hemos señalado anteriormente, el proceso de interacción corium-hormigón es una fuente importante de aerosoles y vapores radiactivos, luego que el núcleo fundido atraviesa el recipiente de presión y cae en el sumidero de la contención.

La masa compuesta por el núcleo fundido, los materiales de los elementos estructurales internos del reactor y por el metal de la propia vasija del reactor tenderán a formar, como consecuencia de la diferencia de densidades de los diferentes compuestos químicos, dos capas diferentes: una superior compuesta por los elementos cerámicos, y otra inferior por los elementos metálicos. El conjunto seguirá generando calor debido a dos fuentes: la primera es el propio calor de decaimiento del material radiactivo, y la segunda es la reacción metal-agua que tendrá lugar entre los materiales metálicos fundidos y el agua componente del hormigón, que será liberada durante la descomposición del mismo.

La descomposición del hormigón por temperatura ocurre a través de la deshidratación del hormigón como primera medida, y luego la descomposición química de los carbonatos y silicatos hidratados que constituyen el hormigón. Estos procesos producen agua en forma de vapor y anhídrido carbónico, que burbujea a través de la pileta de material metálico fundido. El pasaje de dichas burbujas a través del metal produce la reducción de los gases a hidrógeno y monóxido de carbono, oxidándose los metales, que pasan a la fase oxídica (cerámica) superior, y liberando energía.

Las mismas burbujas atraviesan la fase oxidada fundida e incorporan productos radiactivos durante el pasaje, en forma de gases o aerosoles, que finalmente son liberados en la superficie al estallar las burbujas. Además, pueden existir costras sólidas que limitan el burbujeo a algunas grietas solamente.

Este proceso puede permanecer activo durante mucho tiempo, mientras se disponga de material en la fase metálica (no oxidado). Además de producir un término fuente en lo que a materiales radiactivos se refiere, la liberación de cantidades importantes de hidrógeno y monóxido de carbono suponen un nuevo riesgo para la integridad de la contención, ya que ambos gases son explosivos en contacto con el aire.

Transporte de radionucleidos en el núcleo y el sistema primario.

Los materiales radiactivos que se liberarán del núcleo, así como aquellos que se recombinen como consecuencia del contacto directo del combustible con el refrigerante, serán transportados por una mezcla compuesta por el refrigerante en fase agua-vapor, más hidrógeno liberado de la reacción agua-zirconio, y los productos de fisión que ya se encontraban en el refrigerante. Esta mezcla se moverá en el sentido normal de flujo del refrigerante primario, haciendo una trayectoria desde el núcleo hacia a través del circuito, hasta derramarse en el interior de la contención a través del punto fallado en el mismo. La composición del flujo de transporte dependerá de la secuencia accidental que se está produciendo.

Durante el transporte se producirán fenómenos físicos y químicos que modificarán el término fuente desde el combustible, o sea, el término fuente desde el sistema primario será menor que el término fuente desde el núcleo. Estos fenómenos deben ser considerados para poder estimar de manera más exacta el término fuente desde el sistema primario.

Los radionucleidos y materiales estructurales se liberarán desde el combustible al sistema reactor - refrigerante en forma vaporizada o de partículas. En el caso de vapores, estos pueden condensarse sobre las superficies que encuentren en su camino, sobre el líquido existente en el sistema, o sobre las partículas existentes, si es que las temperaturas del sistema son tales que favorecen dicha condensación. Las partículas, dependiendo de las condiciones del fluido de transporte y la temperatura, pueden también aglomerarse para formar partículas de mayor tamaño, que serán luego más fácilmente depositables. La deposición de partículas se puede llevar a cabo mediante varios procesos, como ser la precipitación gravitatoria, impacto inercial, o deposición en régimen turbulento.

Además, los materiales liberados desde el núcleo, dependiendo de la especie química en que se encuentren, pueden reaccionar químicamente entre sí, con los materiales estructurales del circuito, con los vapores presentes, gases incondensables como el hidrógeno, o con el agua.

Finalmente, algunos de los materiales retenidos física o químicamente a lo largo del camino de escape hacia la contención, pueden ser resuspendidos o revolatilizados si se dan las condiciones termohidráulicas apropiadas para estos fenómenos, como puede ser el aumento de la temperatura del fluido como consecuencia del propio decaimiento radiactivo de algunos radionucleidos.

Para analizar esta compleja fenomenología, se precisa información sobre los términos fuente desde el núcleo, de materiales estructurales y propiedades de los radionucleidos (cantidades, tasas de liberación, dependencia temporal, formas químicas, distribución del tamaño de partículas, composición de las partículas, etc). Además, se precisa conocer los parámetros físicos del sistema reactor-primario-refrigerante (presiones, temperaturas del fluido, de las superficies, caudales, composición del fluido y camino del mismo) y la configuración geométrica del camino de liberación. También se necesitan conocer las propiedades físico-químicas de los materiales estructurales y de los vapores y partículas liberados desde el combustible: presiones de vapor y tasas de reacciones químicas, etc.

Entre los códigos más utilizados para el modelaje de estos procesos, tenemos el TRAP-MELT, que es capaz de determinar las distribuciones espacial y temporal de los productos existentes en el sistema, así como el término fuente que se liberará hacia la contención desde el primario.

Comportamiento de los radionucleidos en la contención

Los productos radiactivos que ingresan a la contención una vez liberados del sistema primario de refrigeración, serán transportados y depositados dentro de la contención, fugándose finalmente al exterior una fracción de los mismos, a través de los caminos de fuga de la contención o una vez producida la falla de la misma.

La fracción de materiales radiactivos que se libere al exterior dependerá, por lo tanto, de los fenómenos de atenuación de radionucleidos dentro de la contención, y la subsiguiente liberación dependerá de las condiciones de la contención, que a su vez dependen de la secuencia accidental que se presente.

Es importante destacar otra fuente de productos radiactivos a la atmósfera de la contención, además de la fuente propia de la liberación a través del sistema primario fallado, que proviene de la interacción corium-hormigón. En varias secuencias accidentales severas, si no se logran restablecer condiciones de refrigerabilidad en el núcleo dañado, el mismo se degradará de modo tal que terminará derrumbándose dentro del recipiente de presión. Dicho núcleo derrumbado seguirá generando calor al punto tal que puede hacer fallar la integridad del propio recipiente y caer al piso de la contención, en lo que se llama el sumidero de la contención.

La masa de material fundido (corium) proveniente del núcleo del reactor, material estructural interno y materiales de la pared del recipiente de presión interactuará con el hormigón del sumidero de la contención, descomponiéndolo térmicamente con generación de gases, vapores y aerosoles. Estos materiales se liberarán a la atmósfera de la contención y constituyen un término más en la fuente de productos radiactivos a la contención. Este término, en algunas secuencias accidentales, puede ser dominante respecto de las fugas previas a través del sistema primario.

Los radionucleidos inyectados en el recinto de contención se encuentran sujetos a una variedad de fenómenos de eliminación natural, y a varios procesos de eliminación por parte de los sistemas de

mitigación propios de la contención. Entre los fenómenos naturales se puede citar, por ejemplo, al *cambio de fase de los vapores radiactivos (por caída de la temperatura), absorción de vapor de agua,* transporte debido a flujo convectivo, difusión de partículas y vapores a las paredes y estructuras internas de la contención y aglomeración de partículas en aerosoles de mayor tamaño.

Además de los procesos nombrados, un proceso dominante en la eliminación natural de aerosoles desde la atmósfera será el de precipitación gravitacional. En general la deposición gravitacional *aparecerá fuertemente acoplada con otros mecanismos, tales como la condensación de vapor sobre partículas, y la aglomeración de partículas por movimiento browniano, turbulento o gravitacional.* Estos mecanismos producirán un aumento en el tamaño de las partículas, y por lo tanto aumentará su velocidad de deposición.

Otro fenómeno importante en algunas secuencias accidentales, donde por alguna causa (por ejemplo combustión de hidrógeno) se produce calentamiento de algunas zonas dentro de la contención, es la *tendencia de algunos elementos radiactivos a combinarse con materiales orgánicos (provenientes de cables, resinas, pinturas, etc).* Entre los elementos que presentan este comportamiento se encuentra el Iodo, *que puede pasar de ser iodo orgánico (soluble en agua) o yoduro de cesio (sal) a convertirse en yoduro de metilo o similar, que tiene una muy alta volatilidad.* De este modo, un elemento que tendría una alta probabilidad de quedar retenido dentro de la contención, puede liberarse al combinarse químicamente para formar especies orgánicas.

Finalmente, en el análisis de la fenomenología asociada a productos radiactivos dentro de la contención, juegan un papel muy importante los sistemas propios de la contención, como ser los *aspersores y los enfriadores de aire.* Dichos sistemas están diseñados para reducir la temperatura y la presión de la contención en caso de accidentes que no involucren daño al núcleo, pero en caso de *existir materiales en forma de vapores o aerosoles, la aspersión y el pasaje por enfriadores serán factores dominantes en la reducción efectiva del término fuente.*

Códigos de análisis de Accidentes Severos

La experiencia real acumulada en cuanto al análisis de los procesos que ocurren durante el desarrollo de los accidentes severos es muy escasa, producto ha ello se hace necesario el uso de complejos *códigos de computación para simular la progresión de accidentes así como el análisis de los procesos físicos y termohidráulicos que ocurren durante los mismo.*

Entre los códigos más usados en el análisis de Accidentes Severos se encuentran:

Código: MELCOR
Función: Para accidentes severos hasta la liberación desde la contención
Propietario: USNRC, USA.

<p>Descripción: MELCOR es un código integrado que puede modelar una secuencia de accidente severos, desde su inicio hasta la liberación desde la contención. El código está diseñado para ser empleado en estudios paramétricos. Se han incluido modelos mecanista detallados donde estos no afectan en los objetivos del código</p>
<p>Código: ATHLET-SA Función: Para accidentes severos hasta el transporte de los productos de fisión en el sistema de refrigeración primario.</p>
<p>Propietario: GRS, Alemania.</p>
<p>Código: CONTAIN Función: Para la modelación de la contención durante accidentes severos.</p>
<p>Propietario: USNRC, USA.</p>
<p>Descripción: CONTAIN es un código para modelar la Termohidráulica y el transporte de productos de fisión en las contenciones. Hay modelos incluidos para el quemado de hidrógeno, los quemados de CO, el calentamiento directo de la contención y las interacciones del núcleo con el concreto. Tiene en cuenta el decaimiento radiactivo y la transmutación de elementos.</p>
<p>Limitaciones: Las constantes de proporción están modeladas en las interacciones químicas como una función de la temperatura solamente. En las centrales avanzadas donde pueden ocurrir escenarios de accidente de mayor duración otros efectos pudieran ser importantes. Aquellos podrían incluir efectos dependiente del pH y la radiólisis. Deben llevarse a cabo cálculos para observar el significado del fenómeno.</p>
<p>Código: MAAP Función: Para accidentes severos hasta la liberación desde la contención.</p>
<p>Propietario: EPRI, USA.</p>
<p>Descripción: El programa modular de análisis de accidente MAAP es un código integrado y tiene modelos específicos para centrales y fenómenos específicos. Existen versiones para reactores BWR y PWR. Las diferencias principales están en la selección de la contención y en si Ag-In-Cd (en la versión de los PWR) ha sido incluida en el cálculo de los productos de fisión. El código modelara un accidente completo hasta la falla de la contención. Las explosiones de vapor no pueden ser calculadas. El transporte de los productos de fisión está incluido pero son consideradas pocas reacciones químicas. La versión 4.0 del MAAP considerará las interacciones químicas durante la fase de fusión y agrega un modelo generalizado del edificio de contención. MAAP 4.0 está en desarrollo. Una versión específica para el AP 600 también está siendo desarrollada.</p>
<p>Código: CATHARE/ICARE Función: Para accidentes severos hasta el transporte de los productos de fisión en el sistema de refrigeración primario (I circuito o RCS).</p>
<p>Propietario: CEA, Francia.</p>

<p>Descripción: Este código es el resultado de la unión de la termohidráulica de CATHARE y la degradación del núcleo de ICARE. El comportamiento de los aerosoles y los productos de fisión son modelados usando el programa TRAPF una variante francesa del TRAP-MELT. El código ICARE2 es un código único y toma las condiciones de frontera de CATHARE. Los desarrollos actuales están concentrado en una fase tardía de la degradación e.g. la formación de un lecho de deposición, las interacciones del refrigerante con el combustible fundido hasta la ruptura de la vasija. El código ICARE está disponible en el paquete ESTER y puede ser usado por la AEA.</p>
<p>Código:FUMO Función: La termohidráulica de la contención y fluidos no condensable.</p>
<p>Propietario: Universidad de Pisa, Italia.</p>
<p>Descripción: El código FUMO es dirigido al estudio termohidráulico en la contención después de una LOCA o accidente severo. Es un código de parámetros agrupados (promediados-Lumped). La masa y la energía es conservada en los nodos y el balance del momento es conservado en las juntas. Puede ser modelados seis gases no condensables Ar, CO, CO₂, H₂, N₂ y O₂. Las mezclas homogéneas de gases y agua las cuales pueden o no estar en equilibrio térmico con la piscina pueden modelarse. +</p>
<p>Código: JERICO Función: La termohidráulica de la contención y fluidos no condensables.</p>
<p>Propietarios: CEA</p>
<p>Descripción: El código está dirigido al cálculo termohidráulico de la contención. Es un código de parámetros agrupados(promediados Lumped) con nodos conectados por pasos de flujos y estructuras térmicas. Cada nodo esta dividido en dos subnodos, un sistema líquido y un sistema gaseoso. Puede no haber un equilibrio térmico entre los subnodos. El sistema gaseoso puede contener 5 gases no condensables N₂, O₂, H₂, CO y CO₂. Se puede modelar el quemado del hidrógeno y el CO.</p>
<p>Limitaciones: El transporte y la química de los productos de fisión y aerosoles no son modelados aunque puede ser incluido el calor residual. El código tiene problema al tratar la convección natural ocasionado por ignorar la gravedad.</p>
<p>Código: GOTHIC Función: Es un código termohidráulico con objetivos generales para el diseño, el licenciamiento de la seguridad y operación de contenciones nucleares.</p>
<p>Propietario: EPRI, USA.</p>
<p>Código:STCP Función: Para accidentes severos hasta la liberación de los productos de fisión fuera de la contención</p>
<p>Propietario:USNRC, USA</p>

Descripción: Está compuesto por códigos los cuales realizan:

MARCH 3	Análisis de los fenómenos en el núcleo y en la vasija del reactor, así como los principales datos termohidráulicos en la contención primaria.
TRAP-MELT 3	Fenómenos de transporte de aerosoles en la vasija, sus internos y en la barrera de presión.
VANESA	Generación de aerosoles en la contención primaria por la interacción del núcleo fundido con el concreto.
SPARC	Remoción de aerosoles en la piscina de supresión de presión.
NAUA	Transporte de los aerosoles en la contención primaria.

Enfoque regulatorio al problema de los AS en otros países

Con el objetivo de garantizar una explotación altamente segura de estas instalaciones los Órganos Reguladores han creado un grupo de normas y exigencias de evaluación las cuales están dirigidas a garantizar el máximo de seguridad posible en caso de accidentes durante la vida útil de las instalaciones nucleares y radiactivas.

En su declaración de política sobre accidentes severos en centrales nucleares , la NRC reconoce que, aunque las centrales existentes no imponen un riesgo indebido a la salud de la población y la seguridad. Los exámenes sistemáticos son beneficiosos para la instalación.

La NRC recomienda que tales exámenes ayudan a identificar las vulnerabilidades específicas de la central a los accidentes severos. Es así que en correspondencia con la Carta Genérica 88-20, a los concesionarios se les exige que realicen un Examen Individual de Planta (IPE) en cuanto a vulnerabilidades de accidentes severos. Los métodos de exámenes que podrían satisfacer el IPE incluye al menos un nivel I de Análisis Probabilista de Riesgo (PRA); siempre que la evaluación también considere los aspectos fenomenológicos más recientes analizados en el anexo 1 de la carta genérica. Aunque el anexo 1 de la carta genérica brinda una orientación en relación con los exámenes del comportamiento del sistema de la contención bajo cargas de accidentes severos, los análisis del comportamiento de la contención permanece siendo un aspecto del IPE con una incertidumbre considerable en lo que respecta al alcance, métodos, suposiciones y datos. La Carta Genérica 88-20 brinda un análisis de los aspectos fenomenológicos que requieren de análisis, pero las guías no describen de forma precisa una metodología específica para la realización de un APS II de alcance completo.

La revisión de las bases técnicas para estimar el término fuente comenzó después de el accidente de la Isla de las Tres Millas en 1979. El accidente de TMI creó mucho interés en lo relativo a término

fuelle en AS.

Esto se debió en gran medida al hecho de que aunque existía un gran daño al núcleo y un gran escape de productos de fisión desde el combustible, existía sin embargo unos términos fuentes comparativamente pequeños hacia el medio ambiente.

Estos fueron documentados en el NUREG-0772 en 1981. Al propio tiempo la NRC auspició estudios cuyo resultado fue la definición de un espectro de accidentes con escape potenciales muy grandes desde el combustible y un escape muy pequeño de productos de fisión al medio ambiente. El programa de análisis de la metodología de seguridad del reactor (RSSMAP) publicado en 1975, ha también contribuido al refinamiento de las definiciones de término fuente. El posterior avance y refinamiento en el procedimiento analítico de AS después del RSS fue documentado en el NUREG-0956. El estudio de reevaluación del término fuente descrito en la NUREG-0956, que se basa en los estimados del BMI-2104, se complementa con una validación del código, los análisis de incertidumbres (SAND 84-0410), el análisis de comportamiento de la contención (NUREG-1079, NUREG-1037), así como un peer reviews amplios. Reevaluación más recientes del término fuente están contenidas en el Documento de Referencia de Riesgo del Reactor (NUREG-1150) árboles sucesos de progresión de accidentes y análisis de AS de apoyo para centrales LWR de referencia (NUREG/CR-4624).

Objetivos de la Carta Genérica 88-20

La carta genérica exige que las instalaciones realicen IPEs para determinar las vulnerabilidades de accidentes severos a eventos internos (los eventos externos se trataran más adelante). El propósito del IPE es incrementar la atención de las instalaciones a la relación que existe entre las secuencia de accidentes severos y cada diseño individual de la central. La carta genérica establece 4 objetivos para cada instalación. Estos son:

1. Desarrollar una apreciación del comportamiento de un AS.
2. Comprender las secuencias más probables de AS que puede ocurrir en su instalación.
3. Obtener una comprensión más cuantitativa de las probabilidades globales de daño al núcleo y el escape de productos de fisión. y
4. Reducir (de ser necesario) las probabilidades globales de daño al núcleo y los escapes de productos de fisión, modificando, siempre que sea apropiado, el equipamiento y los procedimientos que pudieran ayudar a prevenir o mitigar los AS.

La carta genérica enfatiza que el personal de la instalación tome participación activa brindando información y revisando los análisis, de manera que el IPE se beneficie del conocimiento de aquellos que tienen la experiencia diaria en cada instalación y sus sistemas y al mismo tiempo, que aquellos que más directamente afectan la operación de la central tengan una clara comprensión de como puede tener lugar un AS.

Suecia.

Las guías generales sobre el programa Sueco sobre gestión de AS y la mitigación de las liberaciones se decidieron por el gobierno Sueco 1981 y 1986 el programa incluye los sgtes elementos claves:

-Realización de APS.

-Análisis de las respuestas de la planta ante AS incluyendo secuencia que llevan a la fusión del núcleo.

-Desarrollo de los procedimientos de gestión de accidentes específicos de la planta.

-Backfitting mejorando la protección contra las fallas tempranas de la contención en caso de AS

-Instalación de un sistema de venteo filtrado para evitar la fuga posterior de la contención y para facilitar traer la planta a un estado estable con una contención despresurizada.

-Programa de investigación FILTRA ROMAI III con el objetivo de disminuir el riesgo de contaminación a gran escala del suelo siendo la meta mantener las liberaciones por debajo 0.1% del contenido del núcleo en radionúcleo tales como Cs,I.

- Cambios para lograr que la frecuencia de daño al núcleo será menor a 10^{-5} .

En el programa de seguridad nuclear Sueco establece claramente que los accidentes que involucran daños severos al núcleo pueden ocurrir y que por tanto se deberán tomar medida para garantizar que las liberaciones en tales accidentes se mantengan por debajo de los límites establecidos.

Situación de los Accidentes Severos en Cuba.

Hace un año en el CNSN se han comenzado a crear las bases para la formación de un grupo de análisis de AS que da la posibilidad de contar con un potencial técnico e intelectual en el país capaz de analizar estos complejos procesos, como base para la fundamentación y/o evaluación de procedimientos de emergencias en casos de sucesos que sobrepasen las bases de diseños.

En estos momentos el trabajo se centra en la actualización técnica del personal a través de la recopilación de bibliografía sobre este tema y se ha solicitado al OIEA capacitación y la transferencia de algunos de los códigos que permiten realizar el análisis de la progresión de dichos accidentes. Mediante la aplicación de estas técnicas se pretende determinar las secuencias de accidentes que pueden conducir al fallo de la contención y a la liberación de radionucleidos al medio ambiente en cantidades significativas. Sobre la base de estos estudios se podría fundamentar, de ser necesario, cambios en el diseño de la central, así como aprovechar al máximo los recursos disponibles en la central que aunque estén destinados para otras funciones, podrían considerarse en los procedimientos de emergencia para la mitigación de las consecuencias de los AS.

Posición Organo Regulador con respecto a los AS.

La posición del ORC se recogerá en la guía de seguridad GS 01.01, que está en fase de elaboración y que toma como base el código de diseño 50-C-D(Rev. 1) del programa NUSS del OIEA y cuya posición al respecto es la siguiente:

- 1) Para cada diseño particular deberían determinarse las secuencias de sucesos importantes que conduzcan a accidentes severos.
- 2) Deberían tenerse en cuenta los medios existentes en la central, incluso el posible empleo de algunos sistemas rebasando la función y base de diseño para ellos inicialmente prevista, así como la utilización de algunos sistemas provisionales para devolver la central a una situación controlada y mitigar las consecuencias del accidente severo.
- 3) Deberían evaluarse las posibles modificaciones del diseño que podrían reducir la probabilidad de que se produzcan estos sucesos o mitigar las consecuencias de los mismo, en caso de que sucedan. Estas modificaciones deberían aplicarse si puede lograrse con ello un aumento general de la seguridad mediante un esfuerzo razonable.
- 4) Deberían establecerse procedimientos de gestión de accidentes, teniendo en cuenta accidentes severos representativos y predominantes.

El esquema de licenciamiento de la CEN de Juraguá incluye el otorgamiento de un Permiso Especial para la continuación de los trabajos de construcción para lo cual la Entidad Explotadora debe presentar el Informe Preliminar de Seguridad en cuyo contenido no se incluyen aspectos de accidentes severos. Las nuevas exigencias en cuanto al análisis e implementación de la posición regulatoria en cuanto a accidentes severos se implementarán en el siguiente paso del proceso de licenciamiento y deben ser recogidas en el Informe Final de Seguridad.

BIBLIOGRAFIA

- [1] Generic Framework for IPE Back-End (Level 2) Analysis, Volumen 1: Main Report, Science Applications International Corporation, NSAC/159, October 1991.

- [2] *Obtención de términos fuentes específicos para la Central Nucleoeléctrica Laguna Verde con el paquete STCP*, Guía de usuarios del paquete STCP, CNSNS-TR-002, Revisión 0 , Volumen 2, México, 1993.

- [3] *Severe Accidents in Nuclear Power Plants*, Volumen 1, Proceedings of a Symposium, Sorrento, IAEA and NEA (OECD), March 19

- [4] *Código sobre la seguridad de las centrales nucleares: Garantía de la calidad*, Colección Seguridad N° 50-C-QA (Rev. 1), OIEA, Viena, 1989.