MÓDULO 6:

EVALUACIÓN DE ACCIDENTES

6.1 PROGRESIÓN DE ACCIDENTE DE REACTOR Y MITIGACIÓN
6.2 EVALUACIÓN DE LAS CONDICIONES DE LA PLANTA DURANTE EMERGENCIAS

Profesores: D. Sebastián Servera Delgado
D. Ángel Fernández Peña

PROINSA

6.1 PROGRESIÓN DE ACCIDENTE DE REACTOR Y MITIGACIÓN

Objetivos

Proporcionar orientación práctica sobre accidentes severos en reactores nucleares. El objetivo es que el participante conozca cómo puede comenzar y desarrollarse un accidente severo en un reactor y qué métodos se pueden utilizar para la detección de la alteración de las funciones críticas de seguridad, la degradación del núcleo y las fugas de contención. Los accidentes graves que se han producido en el pasado se utilizarán para ilustrar algunos de los factores que afectan a la progresión de accidentes y a su mitigación.

Contenidos

- Accidentes con pérdida accidental de refrigerante
- Accidentes por inserción de reactividad
- Medidas de mitigación en accidentes
- Detección de pérdida de las funciones críticas de seguridad
- Detección de daños
- Detección de fugas en contención

6.2.1. SUCESOS INICIADORES DE ACCIDENTES NUCLEARES

Los accidentes en un reactor nuclear se producen como consecuencia de la existencia de perturbaciones en el equilibrio neutrónico y/o térmico y dependiendo de la causa que provoca dicha perturbación, los accidentes se pueden dividir en dos categorías:

1. Accidentes con pérdida de refrigerante (ACPR o LOCA)
2. Accidentes por inserción de reactividad (RIA)

En un accidente con pérdida accidental de refrigerante, la potencia generada en el núcleo del reactor no puede ser extraída debido a la reducción de la cantidad de refrigerante y como consecuencia se produce un aumento de la temperatura del combustible pudiendo superarse los límites de seguridad establecidos. Si las condiciones prevalecen durante el tiempo suficiente, se pueden alcanzar temperaturas que produzcan la fusión del núcleo.

Las causas más comunes que producen la pérdida accidental de refrigerante suelen ser la apertura de válvulas de alivio, de seguridad, y roturas en tuberías del propio sistema de refrigeración del reactor o en tuberías no aislables unidas a éste. También se puede producir un sobrecalentamiento local del combustible por falta de

refrigeración del mismo, esto se puede deber a impurezas u objetos que impidan un correcto flujo de refrigeración pudiendo alcanzar temperaturas de fusión del material que constituye la vaina. Como consecuencia se liberarían productos de fusión al refrigerante, provocando un aumento de los niveles de radiación en el circuito primario.

El ejemplo más conocido de fusión accidental en un reactor superrápido es el accidente de la central nuclear Enrico Fermi, en Detroit, USA, en 1966, en el cual el flujo entre dos elementos de combustible fue bloqueado por un componente suelto del reactor. Los daños fueron limitados y recuperables, y la unidad regresó a la operación cuatro años más tarde.

De los accidentes producidos en reactores refrigerados por gas, el ejemplo más conocido es la fusión de combustible en el reactor de St. Laurent, Francia, en 1969. En este caso, el bloqueo del flujo fue causado por el mal posicionamiento de componentes del reactor después de la recarga de combustible, lo que causó daños a entre seis y diez elementos. La cantidad de combustible fundido fue aproximadamente de 10 kg.

Otro accidente de fusión parcial del núcleo en un reactor refrigerado por gas fue el ocurrido en el reactor A1 de Jaslovske Bohunice en la antigua Checoslovaquia en 1977. El accidente fue causado por una bolsa de bolas de sílice que no se eliminó de los elementos combustibles antes de que estos fueran cargados en el núcleo. Las bolas bloquearon el flujo del refrigerante, lo que provocó el sobrecalentamiento y la posterior fusión del elemento poco después de arrancar. El accidente produjo daños severos en el núcleo lo que conllevó el cierre permanentemente de la central.

El ejemplo más conocido de accidente producido por un LOCA es el ocurrido en la central nuclear de Three Mile Island en 1970. El accidente comenzó al disparar el reactor por alta presión, lo que causó la apertura de la válvula de alivio del presionador. Una vez la presión hubiese disminuido, la válvula se debería haber cerrado pero permaneció atascada y abierta. Los operadores ignoraron lo ocurrido, ya que no recibieron ninguna indicación del estado de la válvula. Además, la válvula había tenido fugas con anterioridad, de modo que no advirtieron las altas temperaturas en la línea de ventilación. La caída de presión ocasionó una vaporización súbita de agua dentro de la vasija, lo que provocó que el indicador de nivel del presionador permaneciera alto, aunque lo que tenía realmente era una mezcla de agua y vapor. Esto condujo a los operadores a parar el sistema de inyección de seguridad. En consecuencia, el nivel del agua en todo el reactor se redujo de manera que sólo alrededor del 30% del núcleo se mantuvo inundado durante todo el accidente y por lo tanto fue la parte que permaneció intacta. El resto del núcleo sufrió daños, formándose más de 50 toneladas de masa fundida en el centro del núcleo.

El núcleo se mantuvo parcialmente descubierto durante una hora, transcurrido este tiempo se arrancaron las dos bombas de recirculación durante unos segundos con lo que se consiguió inundar completamente el núcleo siendo posible la refrigeración de la parte dañada del núcleo y la interrupción de la progresión del accidente.

En accidentes de inserciones de reactividad, existen distintos sucesos iniciadores que pueden provocar una perturbación en el equilibrio neutrónico y el consiguiente aumento incontrolado de potencia. Entre ellos se encuentran:

- La extracción incontrolada o funcionamiento erróneo de alguno de los elementos de control de reactividad (barras de control).
- La entrada de refrigerante frío o el incremento de caudal de refrigerante (al enfriar el moderador provocará un incremento de la reactividad).
- La disminución de la concentración de boro disuelto en el refrigerante.
- La expulsión de las barras de control (en PWR) o su caída (en BWR).

En casos más severos la potencia del reactor aumenta de forma incontrolada. Dicho aumento, exponencial, de la potencia del reactor causa la ruptura y fusión casi instantánea del combustible. Este tipo de accidentes pueden evitarse mediante el empleo de reactores diseñados para que el aumento de potencia esté siempre limitado por mecanismos de retroalimentación natural. Sin embargo, incluso en estos diseños con un coeficiente negativo de potencia, se pueden producir transitorios muy violentos que pueden originar daños severos en el combustible. Por ejemplo, un PWR básico puede sufrir daños si se inyecta agua fría directamente en el núcleo del reactor, incluso estando las barras de control insertadas. Del mismo modo, los reactores BWR sufrirían graves daños ante un transitorio que requiriera la parada de emergencia del reactor, si las barras de control estuviesen completamente bloqueadas. Aunque los accidentes de este tipo son extremadamente improbables (no se ha producido ninguno hasta la fecha), su aparición no puede ser completamente descartada.

El accidente nuclear más severo, fue el accidente de Chernobyl (unidad 4) en 1986, causado por una excusión de potencia en el reactor que produjo daños similares a una explosión. Se han producido otros accidentes de la misma naturaleza, aunque en menor escala, como el ocurrido en la prueba del reactor SL - 1 en 1961 a causa de la extracción de las barras de control. Al igual que en Chernobyl, el núcleo del reactor fue completamente destruido. La expulsión de las barras de control del núcleo y el aumento de presión provocó explosiones que produjeron la muerte a tres trabajadores. Las consecuencias radiológicas en las inmediaciones del reactor fueron leves.

6.2.2. PROGRESIÓN DEL ACCIDENTE DESPUÉS DE DAÑOS EN EL NÚCLEO

Los daños en el núcleo se producen casi siempre la misma manera en los diferentes tipos de accidentes, por el recalentamiento de las vainas, unido a su oxidación y a la aparición de hidrógeno por la reacción metal-agua entre el vapor a alta temperatura y el zirconio del revestimiento de las vainas, lo que conduce a la posible fusión del núcleo. Sin embargo, la progresión del accidente, después de producidos los daños en el núcleo, puede variar ampliamente dependiendo de la magnitud de los daños en el sistema primario y de la respuesta de la contención.

Las situaciones excepcionales que pueden desencadenar un accidente, pueden entrañar una gravedad extraordinaria, por lo cual es absolutamente necesario que el diseño de la central nuclear tenga en cuenta las situaciones accidentales que puedan ocurrir, lo cual requiere un minucioso análisis de todas las posibilidades o al menos, de las que puedan ocurrir con una probabilidad significativa. Todo ello con el objetivo de garantizar, con los márgenes de seguridad adecuados, que se mantiene la integridad de los sistemas que componen la central nuclear para que no se produzca liberación incontrolada de material radiactivo al medio ambiente.

Durante un accidente severo, el circuito primario está expuesto a altas presiones y cargas térmicas. Entre los sucesos iniciadores de esta situación se encuentran las explosiones, por interacciones del agua con el núcleo sobrecalentado o fundido, o por gases calientes procedentes de daños en las vainas. En los casos más severos puede ser que la carga que tenga que soportar el circuito primario sea tan grande que acabe por producirse la rotura de algún componente. Según el análisis de cálculo, las opciones más probables de localización de rupturas en la mayoría de los diseños de reactor y de situaciones de accidente, son el fondo de la vasija donde la masa fundida podría acumularse en la última fase de la degradación del núcleo, o la línea de presión entre la vasija y el presionador (en PWR). La ruptura en la parte inferior puede ser por una ruptura global de la vasija o debido a un fallo local en las penetraciones. En el primer caso, la ruptura puede tardar en producirse varias horas, mientras que en este último caso puede producirse después de que el núcleo comience a fundirse. Sin embargo, los análisis de cálculo contienen grandes incertidumbres, y los resultados deben tratarse con cautela. El único caso real en el que una vasija del reactor ha estado expuesta a estas cargas corresponde al accidente de Three Mile Island donde la vasija permaneció intacta, aunque análisis posteriores indicaron que no debería de haber resistido dichas condiciones.

En el caso de ruptura de la vasija, las cargas que soporta el edificio de contención están determinadas en primer lugar por la cantidad y por la temperatura de los gases (hidrógeno y vapor) liberados del circuito primario, y en segundo lugar, por el comportamiento de la masa fundida vertida en los sumideros de la contención.

Se producen grandes cantidades de hidrógeno durante la degradación del núcleo, como resultado de la oxidación del revestimiento de zircaloy con el vapor producido. La presencia de elevadas concentraciones de hidrógeno puede aumentar considerablemente la presión de la contención, y en espacios no inertizados junto con grandes cargas de presión y temperatura puede causar deflagraciones y explosiones de hidrógeno.

En el accidente de Three Mile Island, se produjeron cerca de 300 - 450 kg de hidrógeno como consecuencia de la oxidación del 50 - 75% del revestimiento de zircaloy. El hidrógeno fue liberado a la contención, donde se quemaron durante aproximadamente 10 horas después del inicio del accidente. Las muestras de gases tomadas en contención indicaron que también contribuyeron al incendio otros materiales inflamables, como el oxígeno concentrado del aire de contención que se redujo al 65% del valor nominal. Esta reducción correspondía a una combustión de casi 600 kg de hidrógeno.

La contención de Three Mile Island soportó la elevada presión y temperatura generadas durante el incendio y que fueron mitigados de manera eficiente por los rociadores de contención que funcionaron automáticamente cuando la presión y temperatura de contención aumentó. Sin embargo, un incendio similar ocurrido en un BWR sin contenedores inertizados o en un PWR con sistema de condensación de hielo, podría haber dado lugar a la ruptura de contención.

En caso de que el núcleo fundido permanezca en la vasija del reactor, las cargas que tendría que soportar la contención se limitan a las causadas por la liberación de hidrógeno y de vapor procedentes de venteos del circuito primario. Sin embargo, si la vasija falla y la masa fundida alcanza los sumideros de contención, la situación se vuelve mucho más complicada.

Si la vasija no fuese capaz de soportar las altas presiones del primario, todos los componentes y sistemas sufrirían una carga de presión y temperatura que podrían superar los límites establecidos. Con el fin de prevenir esta situación, los operadores están entrenados para conseguir aliviar la presión del primario antes de que se produzcan daños en la vasija. Sin embargo, el efecto producido por la puesta en funcionamiento del sistema de inyección de baja presión es desfavorable desde el punto de vista del enfriamiento de los elementos combustibles fundidos, al aumentar el riesgo de fallo de la vasija. En TMI, donde la vasija se mantuvo intacta, la presión del circuito primario estuvo relativamente alta. Se ha especulado que si la presión del primario hubiera sido reducida por venteo, la masa vertida a la parte inferior de la vasija se habría calentado más provocando la ruptura de ésta.

Durante la progresión del accidente, no se pueden descartar completamente la existencia de interacciones de agua-masa fundida, interacciones muy conocidas en la industria metalúrgica por ser las causantes, por explosión, de los picos de presión. Los experimentos llevados a cabo hasta el momento indican que el dióxido de uranio es menos propenso a explosiones por interacción con el vapor, sin embargo, la masa fundida que penetra en la vasija puede ser metálica, en cuyo caso podría ser más sensible a las explosiones. Los análisis indican que, en las condiciones más desfavorables, las explosiones podrían elevar la presión lo suficiente como para poner en peligro la integridad de la contención en los puntos donde se encuentran las penetraciones.

En principio se estimó que durante el accidente de Chernobyl se produjeron interacciones explosivas agua-masa fundida como consecuencia del avance del núcleo fundido a través de la placa inferior dentro de los compartimentos que se encontraban inundados. Sin embargo, las interacciones parecen no haber sido violentas. Esto se puede deber tanto a la baja temperatura y a la alta viscosidad de la masa fundida, como a que la fracción de los materiales estructurales existente en la masa fundida era elevada. En consecuencia, durante la interacción el combustible fundido no se desintegró formando gotas, sino que siguió siendo una única masa, que o bien se distribuyó uniformemente o se formaron los llamados "pies de elefante". Sin embargo, hay que señalar que las características de la masa fundida pueden variar considerablemente en función del diseño del reactor. Por este motivo, los resultados

del accidente de Chernobyl pueden no ser extrapolables a este respecto a otros diseños de reactores y de contención.

Normalmente las cargas de presión y temperatura, que soporta la estructura de contención, generadas por el hidrógeno y por las explosiones de vapor suelen ser puntuales, aunque algunas pueden persistir durante largos períodos de tiempo. Las cargas de presión estática se crean principalmente por hidrógeno y por otros gases no condensables. Asimismo, si se pierde la refrigeración de la contención y la temperatura del agua llega a la saturación, la presión en contención aumentaría.

Las cargas de temperatura sobre la contención se pueden determinan conociendo, por un lado, el funcionamiento del sistema de refrigeración, y por el otro, el comportamiento de la masa fundida y su capacidad de enfriamiento. Si, por ejemplo, los rociadores de contención proporcionan un enfriamiento suficiente, las cargas térmicas probablemente sigan disminuyendo. Sin embargo, una vez que la masa se acumula en la parte inferior de contención, se puede formar una piscina que no se podría enfriar incluso empleando agua de las proximidades como refrigerante. En tal caso, la masa fundida erosiona lentamente la parte inferior de la placa de contención, en cuyo caso, la interacción con el hormigón también puede producir grandes cantidades de gases no condensables, que provocarían un aumento mayor de la presión en la contención.

6.2.3. MITIGACIÓN DEL ACCIDENTE

Mitigación de accidentes, por lo general, se refiere a los medios y métodos que se puede utilizar para limitar daños en el núcleo, prevenir o minimizar las fugas de contención y mejorar la retención de productos de fisión en la misma.

Se puede limitar los daños en el núcleo mediante la recuperación de un enfriamiento suficiente a través de los sistemas de inyección de agua en el núcleo, independientemente de las condiciones que haya en el reactor. Dado que en alguna parte del núcleo, las barras de control pueden estar fundidas mientras que los elementos de combustible siguen intactos, el agua inyectada debe tener suficiente concentración de boro como para eliminar cualquier recriticidad.

Las fugas de contención se minimizan, cuando las cargas sobre ésta son mitigadas hasta un nivel tolerable. Los métodos de mitigación utilizados en este caso, son el alivio de la presión del primario y la recombinación controlada de hidrógeno con oxígeno utilizando recombinadores catalíticos o quemadores. La eliminación de la sobrepresión a largo plazo se consigue mediante enfriamiento del recinto de contención, ya sea por aerosoles (se utilizan tanto rociadores internos como externos) o por circulación natural del aire o el agua (en futuros diseños). La presión no condensable de contención se elimina bien por recombinadores de hidrógeno y/o por el venteo de los gases de la contención a la atmósfera a través de filtros.

Aunque se han desarrollado a lo largo de los años muchos métodos de mitigación de accidentes, sigue habiendo grandes incertidumbres sobre su eficacia. Por ejemplo, no se ha podido verificar el enfriamiento, mediante las piscinas de agua, de la masa

fundida que se encuentre en la parte inferior de contención. También la eficiencia de las diversas medidas de mitigación de explosiones de hidrógeno ha sido objeto de muchos debates.

Los medios para mejorar el confinamiento de los productos de fisión en la contención dependen por un lado de la solubilidad de dichos productos en el agua, y por otro, de la recogida y filtrado de las emisiones.

Tanto las centrales tipo BWR como las PWR están equipadas con rociadores en contención, destinados a limitar las cargas de presión asociadas a la tubería principal y a eliminar el calor residual. Los aerosoles también pueden ser eficaces en la eliminación de la mayoría de los productos de fisión gaseosos y en la retención de ellos en el agua, excepto los gases nobles y, en algunos casos, también el iodo. Los aerosoles no son suficientes para disolver y eliminar el iodo incorporado en compuestos orgánicos, de la misma manera, el iodo elemental puede permanecer en suspensión en el aire si el pH del agua es ácido y se encuentra saturada de iodo elemental.

En el edificio de contención de una BWR, es probable que una parte considerable de los productos de fisión sean retenidos en las piscinas de supresión, a través de las cuales son venteados todos los gases del circuito primario.

Algunas contenciones intactas tienen fugas, aunque muy pequeñas, por lo que se han adoptado medidas para recoger y filtrar dichas fugas de una manera controlada. La mayoría de los edificios de contención tienen una doble estructura, cuya barrera hermética para la fuga es el interior del caparazón. Todas las fugas pueden ser recogidas mediante los sistemas de ventilación y a través de filtros antes de ser emitidos a la atmósfera. Sin embargo, estos sistemas han sido diseñados para fugas relativamente pequeñas, por lo que su eficiencia en la retención de grandes cantidades de productos de fisión en estado gaseoso en condiciones de altas temperatura y humedad, sigue siendo incierta.

6.2.4. DETECCIÓN DE LA PÉRDIDA DE LAS FUNCIONES CRÍTICAS DE SEGURIDAD

Cuando se produce un incidente en una planta nuclear, la primera tarea consiste en evaluar la posibilidad de que el incidente pueda implicar graves problemas en los sistemas de seguridad responsables del control y / o eliminación del calor residual. Si se diagnostica que el mal funcionamiento de los sistemas de seguridad puede poner en peligro la seguridad de los reactores, se deben iniciar las acciones de protección. Algunos ejemplos de este tipo de incidentes se muestran a continuación:

1. Fallo en la parada de urgencia, automática o manual, del reactor.
2. Pérdida de las funciones necesarias para eliminar el calor residual.
3. El agua de la vasija está o se prevé que esté por debajo del nivel superior activo del combustible.
4. El sistema principal de presión y temperatura de PWR indican un margen negativo de enfriamiento mayor de 15 minutos.

5. Pérdida actual o potencial de electricidad AC o DC necesaria para el funcionamiento de los sistemas de seguridad durante más de 30 minutos (o tiempo específico necesario para que el núcleo quede descubierto).
6. No disponibilidad o no fiabilidad del funcionamiento de los instrumentos o controles de los sistemas de seguridad en la sala de control durante más de 15 minutos y transitorios en curso.
7. Fuga en el sistema primario requiriendo todos los sistemas de inyección normal y de emergencia de refrigerante para mantener el nivel de agua en el circuito primario.
8. Fuga en el circuito primario e imposibilidad de inyectar la cantidad necesaria de agua en la vasija.
9. Fuga en el circuito primario mayor que la capacidad de una bomba de carga para mantener el nivel de agua en el circuito primario.
10. La concentración de I-131 en el refrigerante primario aumenta un 20%.

Estos sucesos y otros simulacros están listados en el Plan de Emergencia Interior (PEI) como ejemplos de deterioro de los sistemas de seguridad que requieren de una declaración de emergencia en el emplazamiento. Sin embargo, cabe señalar que la gravedad de los acontecimientos antes mencionados se ve afectada por las características de la planta y del reactor. Por ejemplo, los retrasos asociados a la progresión del accidente pueden variar ampliamente según el tipo de planta y el accidente en cuestión. Un pequeño VVER puede no verse afectado por un fallo de la alimentación durante 4-6 horas (como mínimo), mientras que un incidente similar en una planta de Occidente puede conducir a daños en 1-2 horas.

La estimación del tiempo disponible antes de que se produzcan daños en el núcleo, se puede hacer sólo en el supuesto de que el resto de sistemas de seguridad estén perdidos y todas las acciones de recuperación puedan fracasar. El análisis de la fiabilidad de los sistemas restantes y el éxito de las medidas de recuperación se convierte en una parte esencial de la evaluación de la seguridad de los reactores, pero lamentablemente ambos factores pueden ser muy difíciles de evaluar. Por ejemplo, las condiciones de la planta no podrán ser conocidas con exactitud. Del mismo modo, pueden necesitarse unas condiciones del sistema de control y el mantenimiento demasiado duras. La evaluación requiere información detallada sobre las condiciones de la planta y las acciones que se realizan, y, por consiguiente, sólo se puede realizar con una estrecha cooperación del personal de planta.

6.2.5. DETECCIÓN DE DAÑOS EN EL NÚCLEO

El Análisis de Seguridad es la metodología que se aplica para identificar las posibles situaciones excepcionales, evaluar su importancia y concluir las modificaciones de diseño necesarias para reducir las consecuencias de los posibles accidentes a valores aceptables y permite además, estudiar situaciones no contempladas en el diseño. Esto permite prever las medidas de emergencia necesarias en caso de que se produzca un accidente.

A pesar de que los sistemas de vigilancia del reactor no están diseñados para las condiciones predominantes durante la fusión del núcleo, darán información suficiente para poder detectar a tiempo la aparición de daños en el núcleo.

El inventario del refrigerante del primario se puede evaluar a partir de mediciones del nivel de agua en el presionador (PWR) y en la vasija del reactor (en BWR y PWR en algunos) y de la inyección de agua. Sin embargo, el presionador se sitúa por encima del núcleo, de modo que el rango de medida del nivel del agua no cubriría el nivel del núcleo. Por lo tanto, en centrales PWR se puede evaluar el inventario de refrigerante con medidas del nivel de agua en el presionador, de forma indirecta con la inyección de líquido refrigerante y las tasas de fuga. El caudal del sistema de inyección de refrigerante, y la velocidad de fuga se pueden estimar a partir de la disminución del nivel de agua en la primera fase de un accidente o utilizando las características conocidas de los sistemas, siempre que la fuga sea a través de un único punto de dimensiones conocidas.

La falta de mediciones del nivel de agua en la zona del núcleo en muchos PWR es parcialmente compensada por las medidas de la presión y de temperatura tomadas en las ramas fría y caliente y en el outlet del núcleo. Por ejemplo, si el margen de refrigeración, es decir, la diferencia entre la temperatura de saturación de la rama caliente y la temperatura del refrigerante de la rama fría, se desvanece, el agua en la región central estará en ebullición. En ese momento, la temperatura en el núcleo puede aumentar lentamente al principio y más rápidamente una vez que la cantidad de agua disminuya respecto a la de vapor. La velocidad con que aumenta la temperatura en la región del núcleo se puede controlar con mediciones en puntos centrales del éste, a pesar de que la fiabilidad de la instrumentación a altas temperaturas es cuestionable.

Después de que el núcleo comienza a descubrirse, se intensifica la progresión del accidente. La parte descubierta del núcleo podría sobrecalentarse a temperaturas suficientemente altas como para causar fallos en las vainas del combustible en aproximadamente 10 - 30 minutos, y una vez que comienza la oxidación rápida del revestimiento de zircaloy, se produce la fusión del combustible. Una gran parte del núcleo podría fundirse en menos de una hora, después de esto, la capacidad de enfriamiento del propio material fundido se perdería, incluso empleando la inyección de seguridad de refrigerante. La tasa de progresión de accidente se ve afectada por la cantidad de calor residual existente en el momento del accidente. Aunque la contribución del calor residual durante la degradación real del núcleo, no es comparable con el calor producido en la oxidación del zircaloy. Por ejemplo, el tiempo que tardan en aparecer los primeros daños en el núcleo una vez permanece descubierto, en accidentes producidos con el reactor a plena potencia, es de aproximadamente 15 minutos, mientras que en situación de parada, los daños aparecerían a los 30 minutos.

Una vez dañados los elementos combustibles, se produce la liberación de productos de fisión al refrigerante, lo que conlleva un aumento de los niveles de radiación en el circuito primario y en sus inmediaciones. El aumento de la actividad en el refrigerante se puede detectar mediante la toma de muestras siempre que exista suficiente

circulación como para que las muestras sean representativas de las condiciones existente en el circuito primario. El aumento de las tasas de dosis en torno a los sistemas que contengan refrigerante también debería ser detectado, a pesar de que muchos de los detectores cercanos a los sistemas puedan estar fuera de escala.

Una vez liberado el refrigerante del primario a la contención, aumenta la actividad de los isótopos gaseosos pudiendo ser detectado por los monitores existentes en contención. Dichos equipos deben tener un rango de vigilancia suficientemente amplio como para seguir operativos durante accidentes de fusión de núcleo. El seguimiento de las lecturas también puede ser utilizado para evaluar la magnitud de los daños producidos en el núcleo.

Los daños en el combustible pueden implicar la oxidación del revestimiento de la varilla de combustible, lo cual produce la formación de hidrógeno, con el consiguiente riesgo de explosión. La existencia de hidrógeno en contención se puede detectar si se dispone de la instrumentación adecuada. Sin embargo, las lecturas ofrecidas por la instrumentación no proporcionan unos datos muy fiables de la magnitud de los daños, ya que la dispersión y la acumulación de hidrógeno en contención es probable que no sean homogéneas.

6.2.6. DETECCIÓN DE FUGAS EN LA CONTENCIÓN

Para retener los productos radiactivos que pueden escapar de un reactor nuclear en caso de accidente, las centrales nucleares incorporan en su diseño el edificio de contención que encierra el sistema generador de vapor.

El edificio de contención está diseñado para hacer frente al accidente con peores consecuencias para el exterior que se pueda producir. Para garantizar que el edificio cumple su función se diseña considerando la ocurrencia de un LOCA, de tal manera que resista una presión mayor que la que se produciría como consecuencia de la liberación completa de la masa y la energía existentes en el circuito primario de refrigeración. Así mismo, también deberá garantizar que el escape de material radiactivo no producirá efectos en el exterior superiores a los niveles de referencia establecidos, no siendo aceptable si las fugas producidas exceden un determinado valor cuando la presión máxima es esperable.

Para garantizar la estanqueidad de la contención existen, en todas las líneas que penetran en los muros del edificio de contención y que no pertenecen a ningún sistema de seguridad, de válvulas de aislamiento. La función de la contención se puede perder si las válvulas de aislamiento no funcionan correctamente o si existe alguna conexión con un sistema que no este protegido por dichas válvulas.

Si una válvula de aislamiento no se cerrara, se activaría una alarma en la sala de control indicando fallo en el aislamiento de la contención. No es fiable la indicación del cierre de la válvula, y por lo tanto tampoco lo sería la estanqueidad de contención, ya que puede existir algún fallo en la instrumentación de control. Sin embargo, el riesgo de fracaso en operaciones de aislamiento se reduce

considerablemente si se instalan dos válvulas de aislamiento en las líneas que penetran en el recinto de contención.

Uno de los principales fallos que ocurren durante el aislamiento es debido a la alineación incorrecta o inadvertida de los sistemas adyacentes. Esto puede estar causado por errores humanos, como la apertura errónea de las válvulas que separan un sistema no seguro del circuito primario (o de algún sistema de seguridad conectado a él), o por fallos del propio sistema, como es la rotura de tubos del generador de vapor, que puede ser a su vez ser la causa de la aparición de sucesivos transitorios.

Las fugas de contención también pueden producirse por el deterioro o imperfecciones en el aislamiento de las penetraciones o en los propios muros de contención, debidos principalmente a fatiga y agrietamiento de los mismos.

Los fallos en la barrera de contención pueden pasar fácilmente desapercibidos cuando las condiciones a lo largo de la barrera sean homogéneas. La pérdida de estanqueidad durante operación normal se puede detectar si existe diferencia de presión entre el interior y exterior de la contención, en cuyo caso las fugas pueden ser identificadas a través de los sistemas de ventilación o de la concentración de oxígeno (sólo en contenciones inertizadas con N_2).

Las fugas existentes pueden ser detectadas, por ejemplo, a través de aumentos de presión, temperatura, humedad o corrientes en los compartimentos de contención o fuera de ella. Por otra parte, si la diferencia de presión es suficientemente alta, las fugas también pueden ser descubiertas por un sonido silbante. Sin embargo, la fiabilidad y la eficacia de los métodos pueden variar ya que existen grandes diferencias en la forma de supervisar los compartimentos fuera de la contención.

Inicialmente, la forma más fiable y exacta para la detección de fugas en contención es a través de las medidas de los niveles de radiación y de actividad de los radionucleidos liberados durante el accidente. Sin embargo, la mayoría de los monitores de radiación situados fuera de contención se utilizan principalmente para la evaluación de la dosis durante el funcionamiento normal y las paradas, pudiendo estar fuera de escala debido al aumento de los niveles de radiación en el interior de la contención durante el accidente. Además, incluso estando los monitores operativos, los cambios provocados por el aumento de los niveles de radiación en la contención, junto con la puesta en funcionamiento de los sistemas de seguridad, dificultan mucho la evaluación de fugas.

La información más fiable y precisa acerca del valor de tasa de fuga se obtiene de los monitores de radiación en los sistemas de ventilación, siempre que se pueda manejar y que las emisiones se produzcan en los compartimentos ventilados. Dado que los monitores de radiación normalmente están ubicados en el tubo de ventilación, la ruta de la fuga no puede ser descubierta, pero la magnitud de las emisiones debería ser medida con bastante precisión. La desventaja es que esta información se pueda obtener en una etapa relativamente tardía de un accidente que deja poco o ningún

tiempo para activar las medidas de protección necesarias en las inmediaciones de la planta.

6.2.7. BIBLIOGRAFÍA

1. Project PH REG 06.4/97: Training on Off-Site Emergency Management in Central Eastern Europe Course Training Material.
2. Fuel-Melting Incident at the Fermi Reactor on Oct. 5, 1966, Nuclear Safety, vol. 12, no. 2. 1971.
3. Fuel Meltdown at St. Laurent I, Nuclear Safety, vol 12, no 1, 1971
4. Special edition on the accident at Three Mile Island, Nuclear Technology, vol 87, 1989.
5. Proceedings of the FISA symposium on EU research on severe accidents, held in Luxemburg from 20 to 22 November 1995 and organised by the European Commission, edited by G. Van Goethem, W. Balz, E. Della Loggia, EUR 16896EN, 1996.
6. International response technical manual and InterRAS model, Nuclear or radiological accident assessment, Volume 1, Reactor accident assessment, Reproduced by IAEA for limited distribution, October 1996. The material is contained also in IAEA-TECDOC-953/R and 955/R, published in 1998 (in Russian).
7. Implementing Severe Accident Management in Nuclear Power Plants, OECD/NEA, Paris, 1996.

6.2 EVALUACIÓN DE LAS CONDICIONES DE LA PLANTA DURANTE EMERGENCIAS

Objetivos

Proporcionar una guía para la evaluación de las condiciones de la planta durante la emergencia, indicando los parámetros significativos para conocer el estadio de la instalación, así como herramientas y métodos de análisis y evaluación, y criterios básicos para poner en marcha medidas de mitigación

Contenidos

- Recopilación y transferencia de los datos de planta
- Hitos de análisis y evaluación de la situación de emergencia
- Métodos y herramientas para el análisis y la evaluación
- Las incertidumbres y las limitaciones asociadas al análisis y la evaluación
- Selección de criterios para las medidas de intervención a corto plazo

6.2.1. GENERALIDADES

Durante la explotación de una central nuclear se pueden producir situaciones que comprometan la seguridad de la planta e incluso que deriven en un accidente si no se solventan correctamente. En el caso de que se produjera el accidente, se deberán tomar las medidas necesarias para reducir el riesgo o mitigar sus consecuencias, y evitar o, al menos, reducir en lo posible los efectos adversos de las radiaciones ionizantes sobre los trabajadores, la población y el medio ambiente.

Por lo tanto, es necesario activar tanto el Plan de Emergencia Interior (PEI) como el Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN). El PEI establece la organización de la central para responder a la emergencia y garantizar que se siguen los procedimientos para hacer frente a la misma; y el PLABEN recoge las normas y criterios esenciales para atender estas situaciones de grave riesgo colectivo derivados de un accidente nuclear, fuera del emplazamiento. A efectos de la planificación de la respuesta fuera del emplazamiento ante estas emergencias, se distinguen dos fases temporales:

- **Fase de emergencia**: período comprendido entre la declaración de la ocurrencia del accidente y la declaración del final de ésta, es decir, cuando la situación está controlada.

- **Fase de recuperación**: se inicia cuando se ha declarado el final de la fase de emergencia, y comprende todas las actuaciones encaminadas a recuperar las condiciones normales de vida en las zonas afectadas.

En las primeras fases de un accidente las decisiones sobre la aplicación de las medidas de protección se basarán en el estado de la planta, en información obtenida en el emplazamiento y en los datos meteorológicos.

La necesidad de tomar medidas de protección aumenta cuando la seguridad de la planta está tan gravemente en peligro que la prevención de daños en el núcleo no se puede garantizar. El nivel de daños, lo suficientemente alto como para iniciar algunas medidas de protección, puede variar en función del diseño de la central nuclear y de la naturaleza de los transitorios que puedan ocurrir. Algunas medidas pueden ser tomadas como medidas preventivas, es decir, antes de que se dañe el núcleo o se produzca una liberación real.

Estimar la dosis potencial es posible después de que se haya evaluado el nivel de daños en el núcleo y ante una inminente liberación de material radiactivo, basándose en los datos suministrados por el sistema de vigilancia de la radiación, estimando valores de tasa y de duración del escape del material radiactivo. Sin embargo, a estas estimaciones de dosis se les asocia una considerable incertidumbre, puesto que el éxito de la gestión del accidente después de que se produzca el daño en el núcleo no se puede predecir con precisión. La evaluación de las condiciones de la planta, junto con la estimación a largo plazo de la posible liberación, sigue siendo, por lo tanto, parte integrante de la toma de decisiones en todas las fases del accidente.

Las medidas de protección a la población que se han de aplicar una vez declarada la emergencia dependen de la categoría del accidente, es decir, de la clasificación de la emergencia, tal como se detalla en el PLABEN.

6.2.2. TRANSFERENCIA DE DATOS DE PLANTA

La preparación de la emergencia fuera del emplazamiento depende en gran medida de la información que se recibe desde la planta. La naturaleza y la calidad de los datos pueden variar considerablemente en función de la secuencia de accidentes, el nivel y la sofisticación de las herramientas de transferencia de datos y de la experiencia de las personas implicadas.

Por ello, en el Anexo III del Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN) se encuentra el impreso que servirá de modelo para las comunicaciones que se realicen desde la central accidentada con objeto de informar de los sucesos de cualquier categoría. En él se recoge la información básica de interés para el CECOP y el Consejo de Seguridad Nuclear que puede y debe ser ampliada con información adicional. Una vez declarada una categoría de accidente debe hacerse un primer comunicado en los plazos establecidos en los planes de emergencia interior, que contenga toda la información de la que se dispone en ese momento y como mínimo de: los datos de la central nuclear, fecha y hora de la notificación, características del suceso, fecha y hora del suceso, categoría del accidente, el estado de la planta y las condiciones meteorológicas. Debe hacerse un nuevo comunicado a medida que se disponga de nuevos datos y siempre que haya variaciones sobre el último envío.

En algunos países como Francia y España, se dispone de herramientas más sofisticadas para la transferencia de datos. Se han establecido vínculos directos con ordenadores entre las autoridades reguladoras (CSN) y los servicios públicos, a través de los cuales pueden obtener gran cantidad de datos de la planta incluso en tiempo real. En el tema 5.1 ya hemos visto las redes de vigilancia con estaciones de medida que están distribuidas por todo el territorio español.

La gran cantidad de datos técnicos de los que se puede disponer puede que no sean suficientes para organizar una actuación en caso de emergencia. Es imprescindible que el personal de planta facilite información sobre la implicación de los trabajadores en el incidente, su contribución en el desarrollo de los hechos hasta el momento, y sobre las acciones de recuperación que estén previstas realizar. Además, si falla la instrumentación, son los únicos que pueden ser capaces de confirmar las lecturas de los monitores mediante inspecciones locales en planta.

Las observaciones del personal de planta, bien desde la sala de control o desde el Centro de Apoyo Técnico (CAT) son recibidas por el CECOP y la SALEM a través del teléfono, pero además también puede haber comunicación entre expertos técnicos en los distintos niveles.

6.2.3. RECOPILACIÓN DE DATOS DE PLANTA

Una vez declarada la emergencia, se comunicará lo antes posible y en cualquier caso no más tarde de 30 minutos, al CECOP y al CSN, tal como se vio en el apartado anterior, notificándolo igualmente por un medio escrito no más tarde de los 60 minutos.

Durante la emergencia, se deberán vigilar los aspectos relacionados con las condiciones de seguridad de la planta y con las condiciones radiológicas. Las condiciones de seguridad se controlan desde la sala de control y el Centro de Apoyo Técnico (CAT), teniendo en cuenta las condiciones anormales o de accidente en las que se encuentre la planta, y para ello se contará con las alarmas, registros, indicadores, etc. de ambas salas, teniendo comunicación entre ellas y otros centros de emergencia.

Para la vigilancia radiológica, se realizarán inspecciones radiológicas periódicas en el emplazamiento.

Cuando se detecte liberación de material radiactivo, se evaluará la misma por si fuera necesario tomar alguna acción, aportando los datos necesarios para la evaluación definitiva de la emergencia.

Las medidas a tomar para la evaluación radiológica de la emergencia serán principalmente:

- Toma de datos de la estación metereorológica (recibidos directamente en la sala de control y el CAT).
- Toma de muestras de aire con muestreadores continuos o portátiles para la medida de contaminación ambiental.

- Toma de muestras de la contaminación superficial
- Inspecciones y medidas con equipos portátiles del nivel de radiación de las distintas áreas.
- Análisis de vertidos líquidos y gaseosos.

La recepción en el CAT de los datos relacionados con la protección radiológica, tales como dosis del personal, medidas de los monitores de radiación ambiental (ARM) y de los monitores de procesos, etc, completarán los medios disponibles para la evaluación de las emergencias.

Una vez declarada la emergencia y recibida toda la información procedente de la central nuclear, el Director del PEN (elaborado a partir del PLABEN), que es el delegado o subdelegado del gobierno de la provincia donde se encuentra el emplazamiento, realizará las siguientes acciones:

- Declarar la fase y la situación de emergencia que corresponda según las características de accidente y de las condiciones existentes.
- Decidir y ordenar las medidas a aplicar en cada una de las situaciones.
- Determinar y coordinar la información al público, tanto la destinada a adoptar medidas de protección como la general asociada con el suceso.

Es probable que el CECOP y la SALEM reciban datos de muy diversa naturaleza debido a las diferencias existentes en su recogida, interpretación y transferencia desde planta. Los datos probablemente contendrán tanto los hechos sobre la evolución de la situación hasta la fecha, como las previsiones en un futuro próximo. Puede que los últimos datos recibidos se correspondan con la información que confirme la hipótesis previa, pero también pueden indicar que la información anteriormente aprobada era inexacta o incluso falsa. Algunos datos pueden tardar más tiempo en recogerse y distribuirse, mientras que otros pueden demorarse sólo unos minutos. Los retrasos también pueden producirse en el receptor final, cuando los mensajes que reciben diferentes personas se encuentran en distintos lugares.

Los diversos retrasos asociados a la recopilación, envío y recepción de la información, pueden hacer que el análisis de los datos para la preparación de la emergencia fuera del emplazamiento sea muy difícil, especialmente si la situación en planta es muy inestable.

Lo más recomendable es que el CECOP constituya un equipo responsable de la evaluación para minimizar los retrasos y las pérdidas en la recopilación de datos. El control y seguimiento de los flujos de comunicación entre los distintos centros de coordinación operativa corresponderá al grupo de coordinación y asistencia técnica, que, además, será la célula de gestión del PEN.

Se deberán repartir las diferentes tareas entre las personas que compongan dicho grupo, p.e., uno será responsable de las comunicaciones telefónicas con la organización de emergencia dentro del emplazamiento y el personal de planta, mientras que otra persona se encargará de la recogida de datos mediante faxes y conexiones con bases de datos informáticas. Todas estas actividades deben ser

gestionados de modo que en algunos puntos se pongan todos los datos en conjunto, y se comparen y analicen con el fin de ver si los mensajes que se reciben son coherentes y así formar un cuadro completo de la evolución de la planta. Sólo después de esas reuniones la información de la que se carecía puede ser identificada y solicitada a la planta de personal o de la emergencia en el lugar de preparación del equipo.

Un aspecto importante de la evaluación es la documentación de los datos recibidos de la planta. La documentación debe incluir suficiente información, como el contenido principal del mensaje, hora de recepción y fuente de información, a fin de que las evaluaciones realizadas anteriormente se puedan verificar después de que llegue la nueva información. La correcta documentación será un activo muy valioso, cuando el accidente sea reanalizado después y sean evaluadas: la preparación de emergencia y las emisiones fuera del emplazamiento.

6.2.4. MÉTODOS Y HERRAMIENTAS DE ANÁLISIS Y EVALUACIÓN PREVIOS AL DAÑO AL NÚCLEO.

Una vez que han sido recogidos los datos necesarios de la planta, la organización de emergencias en el emplazamiento puede iniciar la evaluación real de la central. La primera tarea es analizar el núcleo y el estado del sistema primario. Una vez que se ha confirmado que el núcleo no ha sido dañado y no hay peligro inminente de que el accidente pudiera degenerar en daños al núcleo a corto plazo, puede iniciarse un análisis más exhaustivo de la situación. Este análisis consiste en encontrar respuestas a preguntas como:

- ¿qué sistemas están ahora en operación?
- ¿qué sistemas han fallado y por qué?
- ¿pueden los sistemas que han fallado ser sustituidos o recuperados?
- ¿pueden los daños propagarse a los sistemas en funcionamiento actualmente?
- si esto ocurre, ¿de cuanto tiempo se disponible antes de que se dañe el núcleo?
- ¿los datos disponibles son fiables y completamente coherentes con la comprensión actual de la situación?

Como las condiciones en todos los sistemas importantes son objeto de control permanente, las condiciones en el sistema operativo y sus fallos deberían ser fácilmente detectados. Sin embargo, cuando se producen fallos del sistema, la capacidad de la instrumentación para revelar la causa de estos fallos es limitada, a no ser que puedan atribuirse a problemas en algún sistema de apoyo. Sin embargo, en caso de una emergencia el sistema de instrumentación puede producir numerosas alarmas casi simultáneamente, de manera que pueda ser difícil encontrar las causas de los fallos mediante el análisis de las interrelaciones entre los diferentes sistemas en un breve período de tiempo. Las causas de los fallos del sistema pueden, por lo tanto seguir siendo inciertas, hasta que los sistemas dañados puedan ser inspeccionados y reparados.

En muchos casos los fallos del sistema no tienen por qué ser permanentes, ya que es probable que se inicien las medidas de recuperación tan pronto como sea posible. Sin

embargo, la estimación de la capacidad para recuperar los sistemas puede ser difícil, ya que las causas fundamentales, el nivel de daños y las condiciones de trabajo pueden ser inciertos. El éxito de las medidas de recuperación se puede estimar mediante la experiencia y las prácticas realizadas, pero si las acciones deben ser improvisadas o ejecutadas en condiciones difíciles, todas las estimaciones probablemente tengan grandes incertidumbres.

La fiabilidad de los sistemas operativos puede ser la cuestión clave en muchas situaciones de emergencia, ya que puede haber una gran diferencia en el resultado de los accidentes. En muchos casos, los daños en el núcleo se evitan, con que tan sólo uno de cuatro o más sistemas redundantes esté operativo, mientras que un fallo total de todos los sistemas provocaría daños al núcleo en sólo unas horas.

Es por todo ello que para la concesión de autorización de explotación de una central nuclear es obligatorio que el titular de la instalación presente al Organismo Regulador, entre otros documentos, un Estudio Final de Seguridad en el que se debe incluir el Análisis de Accidentes. En él se recogen las herramientas para el análisis de riesgos (entendiendo por riesgo la probabilidad de que ocurra un suceso multiplicada por el daño que origina), lo que implica un estudio muy detallado de todos los sucesos (accidentes) que pueden darse en una central y de las consecuencias derivadas de ellos. Este tipo de estudios suelen llamarse Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) y se realiza en tres niveles:

- Nivel I: Estudio de Fiabilidad de Sistemas, en el que se estudian las secuencias accidentales y se determina su probabilidad.

- Nivel II: Estimación del Término Fuente, en el que se calcula la cantidad y naturaleza del material que puede liberarse de la central en cada accidente.

- Nivel III: Análisis de Consecuencias, en el que se calcula los daños a los que puede dar lugar cada accidente.

Para realizar el análisis probabilista de seguridad se agrupan los accidentes que tienen características similares y de cada uno de ellos se analiza el que tiene peores consecuencias externas, como son los accidentes con perdida de refrigerante.

Si la estimación del estado futuro de la planta es difícil, conocidas las condiciones iniciales, es aún más difícil, si no imposible, cuando las condiciones actuales son inciertas o se desconocen. Este es el caso que ocurre cuando los datos del monitor se pierden debido a un fallo del sistema (apagón, fallo del proceso informático) o los valores del parámetro exceden el rango del sensor (nivel de agua por debajo del nivel de seguridad, altas temperaturas en el circuito primario, etc.). No obstante, puede ser posible verificar la seguridad de la planta con observadores locales independientes e inspectores locales. Si existe alguna indicación de que la planta pueda dejar de estar en un estado controlable, la pérdida del sistema de vigilancia debería ser una alarma por sí sola.

Ante cualquier suceso que pueda tener consecuencias importantes en el funcionamiento de la central, se analiza en detalle la respuesta esperable de los diferentes sistemas de la central y de ésta en su conjunto. Para ello se utilizan el árbol de sucesos que se construye considerando el fallo u operatividad de sistemas que según la secuencia deberían actuar. El árbol de fallos identifica la probabilidad de fallo de un sistema determinado a partir de la probabilidad de fallo de cada uno de sus componentes y de las actuaciones humanas que requiera su función.

6.2.5. MÉTODOS Y HERRAMIENTAS DE ANÁLISIS Y EVALUACIÓN DE DAÑOS AL NÚCLEO POST-ACCIDENTE

Una de las principales tareas de evaluación de los reactores es la estimación del momento y la magnitud de la posible emisión. El tiempo puede calcularse suponiendo, de modo conservador, que las emisiones comenzaron poco después del daño en el núcleo, es decir, se desprecia la retención en el las barreras tecnológicas. Del mismo modo, la magnitud de las emisiones puede estimarse suponiendo graves daños en el núcleo y una cierta tasa de liberación en la contención. Sin embargo, a menos que las fugas en contención ya se hayan detectado, tales estimaciones deben ser tratadas sólo provisionales hasta que se obtengan datos más fiables en relación al nivel de los daños en el núcleo y del comportamiento de la contención.

Una vez que la fase activa de un accidente ha pasado, las cuestiones importantes son:

- ¿Está el núcleo refrigerándose o se ha recuperado completamente la capacidad de refrigeración?
- ¿Existe algún riesgo de fallo para la vasija debido a la fusión por explosiones de vapor, explosiones de hidrógeno, o algún otro evento energético?
- ¿Están las temperaturas y presiones primarias y de contención controladas y se mantienen moderadas?
- ¿Cuáles son los potenciales de salida inminente de gases nobles y iodo?
- ¿Ha sido detectada alguna fuga?
- ¿Qué se puede hacer para limitar la liberación potencial o real de las emisiones?

La situación del núcleo del reactor y el nivel de daño pueden ser estimados de manera aproximada basándose en los niveles de agua, flujo de inyección de líquido refrigerante y la temperatura en el circuito primario. Las mediciones no dan directamente la magnitud de los daños, pero indican el tiempo y la extensión del núcleo descubierto, por lo que la naturaleza real de los daños puede ser evaluada mediante resultados precalculados.

Un método alternativo es utilizar un monitor de radiación y/o un monitor de medida de la concentración de hidrógeno y correlacionar las lecturas con el nivel de degradación del núcleo asumiendo que la retención primaria es insignificante. Los métodos pueden dar resultados dispersos, ya que las condiciones en la contención puede ser heterogéneas y las correlaciones pueden ser inexactas. Sin embargo, dadas

las incertidumbres relacionadas con las emisiones a partir de la contención, las estimaciones son susceptibles de no ser suficientemente precisas.

El riesgo causado por eventos energéticos puede ser más difícil de evaluar, ya que ni la instrumentación de vigilancia ni la experiencia pueden dar la debida orientación. Sin embargo, si la refrigeración del núcleo ya está recuperada sin ningún tipo de acontecimiento energético, puede ser posible que se mantenga un estado seguro y limitar y mitigar la carga real.

La inminente liberación potencial de gases nobles y iodo puede ser estimada basándose en los monitores de radiación en contención, la tubería de ventilación y la toma de muestras de gases y de agua. Los monitores de radiación proporcionan las concentraciones de gases nobles que probablemente produzcan el mayor porcentaje de la tasa de dosis total en contención durante los dos primeros días después del accidente (partiendo de una situación de operación normal). El análisis puede ser mejorado calculando las actividades de los isótopos radiactivos que se puedan detectar, considerando las fracciones de radionucleidos que se encuentran en todo el sistema primario de refrigeración, en los gases de contención o en el agua de la piscina de supresión.

Aunque el énfasis en la gestión de accidentes en reactores nucleares se ha puesto en un sistema seguro y fiable de contención, algunos sistemas de gestión de accidentes pueden ser utilizados para mitigar las emisiones reales o proyectadas. Los rociadores de contención pueden reducir significativamente la cantidad de isótopos en suspensión en unos minutos, así como la adición de sustancias alcalinas en contención pueden evitar la formación de compuestos volátiles de iodo. Además, el sistema de filtrado de ventilación también se puede utilizar, especialmente si los gases no son demasiado húmedos o calientes (debido a los filtros de carbón) o la cantidad de ioduros orgánicos es baja (otros filtros). Ambos sistemas pueden reducir significativamente las emisiones. Sin embargo, su éxito tiene que analizarse cuidadosamente en las condiciones dadas, ya que también hay riesgos implicados. Los filtros de carbón no puede tolerar ventilación de gases cálidos y húmedos con una alta carga de productos de fisión, y los demás filtros puede tener muy baja eficiencia en la retención de ioduros orgánicos.

En definitiva, la estimación del Termino Fuente centra su objetivo en las secuencias que pueden producir daño importante en el reactor y dar lugar a la liberación de grandes cantidades de material radiactivo al medio ambiente. A partir de ellas se estudia los posibles fenómenos que pueden tener lugar en el reactor y en los distintos compartimentos del edificio de contención. Estos fenómenos físico-químicos incluyen la fusión del núcleo del reactor, generación de calor por efecto de la desintegración de los producto de fisión (calor residual), transferencia de masa y calor entre los distintos compartimentos, reacciones químicas entre el material de reactor y las estructuras de contención, vaporizaciones, diluciones, generación de aerosoles, etc.

6.2.6. SELECCIÓN DE CRITERIOS PARA CONTRAMEDIDAS DE EMERGENCIA

Se consideran medidas de protección todas las acciones encaminadas a evitar o atenuar las consecuencias inmediatas y diferidas sobre la salud de la población efectivamente afectada y del personal de intervención, en caso de accidente nuclear. En función de la urgencia con la que han de aplicarse y del tiempo que durará su aplicación, las medidas de protección se clasifican en medidas urgentes y medidas de larga duración.

1. Medidas de protección urgentes.

El término urgente se utiliza para decidir aquellas acciones de protección que hay que adoptar de forma rápida para que sean eficaces y cuya eficacia disminuiría de manera significativa en caso de demora. La toma de decisiones sobre la adopción de estas medidas ha de realizarse en poco tiempo y con base en predicciones sobre la evolución del accidente, ya que, generalmente, la información sobre la magnitud y la naturaleza del accidente en esos primeros momentos es escasa.

Son medidas que, en principio, se conciben para ser aplicadas durante un periodo de tiempo corto. Dentro de las medidas de protección urgentes, hay tres principales que definen las situaciones en las que se clasifica una emergencia:

- Confinamiento
- Profilaxis radiológica
- Evacuación

Las restantes medidas de protección urgentes son complementarias de las anteriores:

- Control de accesos
- Autoprotección ciudadana y autoprotección de personal de intervención
- Estabulación de animales
- Descontaminación de personas

2. Medidas de larga duración.

La finalidad de las medidas de protección de larga duración es, en general, reducir el riesgo de efectos estocásticos en la salud de la población expuesta y de efectos genéticos en las generaciones posteriores.

Entre las medidas de protección de larga duración están:

- Control de alimentos y agua
- Descontaminación de áreas
- Traslado temporal (albergue de media duración) y traslado permanente (realojamiento).

6.2.7. BIBLIOGRAFÍA

1. Project PH REG 06.4/97: Training on Off-Site Emergency Management in Central Eastern Europe Course Training Material.
2. Radiation protection 87.Radiological protection principles for urgent countermeasures to protect the public in the event of accidental releases of radioactive material. European Commission, 1997.
3. International response technical manual and InterRAS model, Nuclear or radiological accident assessment, Volume 1, Reactor accident assessment, Reproduced by IAEA for limited distribution, October 1996. The material is contained also in IAEA-TECDOC-953/R and 955/R, published in 1998 (in Russian).
4. Implementing Severe Accident Management in Nuclear Power Plants, OECD/NEA, Paris, 1996.
5. Real Decreto 1546/2004, de 25 de junio, Plan Básico de Emergencias Nucleares.