

Tercer Ejercicio. Seguridad Nuclear

Tema 3.A.25

Extensión de la base de diseño. Transitorios previstos sin parada del reactor. Pérdida total de corriente alterna. Pérdida del sumidero final de calor

RESUMEN

Como introducción se repasan aspectos relacionados con los accidentes base de diseño. Seguidamente se define el concepto de extensión de la base de diseño de acuerdo con la normativa actual. Se presentan a continuación los requisitos de licencia actuales en las centrales nucleares españolas para dos accidentes que suponen la extensión de la base de diseño: los transitorios previstos sin parada del reactor (ATWS) y la pérdida total de corriente alterna (SBO). Seguidamente, se describe el proceso seguido desde el año 2011 como respuesta al accidente de Fukushima, que ha supuesto recientemente la imposición de requisitos adicionales de extensión del diseño, en especial para hacer frente a las condiciones accidentales de SBO y de pérdida del Sumidero Final de Calor.

1. INTRODUCCIÓN. LOS ACCIDENTES BASE DE DISEÑO

El término condiciones de accidente en una central nuclear se refiere a condiciones de desviación de la operación normal que son menos frecuentes y más severas que los transitorios operacionales previstos. Las condiciones de accidentes incluyen los llamados accidentes base de diseño.

El término secuencia de accidente se refiere a la secuencia de sucesos que delimitan un accidente y que sitúan a la central nuclear en condiciones de accidente. Estos sucesos incluyen el iniciador del accidente, y todos los éxitos o fallos posteriores de los sistemas y de las operaciones de la central.

Las secuencias de accidente se suelen agrupar según sus iniciadores. La definición del suceso iniciador depende del estado de operación de la planta. En general, la falta de respuesta de la planta frente a un suceso iniciador conduciría a una condición de accidente.

Los iniciadores se dividen normalmente en dos grandes categorías. Los sucesos internos incluyen el fallo de equipos y errores humanos que ocurran dentro de la planta, tales como rotura de tuberías, fallos de instrumentación, y errores humanos. Los sucesos externos incluyen aquellos de causa natural o de origen humano que ocurran fuera de la planta tales como, terremotos o inundaciones. Existen algunas excepciones a esta definición, así por ejemplo, los incendios internos e inundaciones internas que, tradicionalmente, se vienen clasificando como sucesos externos.

De acuerdo con la normativa del OIEA (Ref.1), accidentes base de diseño de una central nuclear son un conjunto de condiciones accidentales que serán consideradas en el diseño de la central y que deben ser derivadas de sucesos

iniciadores postulados, con el objetivo de establecer las condiciones de contorno que debe soportar la central nuclear, sin que se excedan los límites definidos para la protección radiológica del entorno y de la población.

Es importante recordar que los accidentes base de diseño sirven para establecer las bases de diseño de las estructuras, sistemas y componentes relacionados con la seguridad necesarios para el control y la mitigación de los accidentes base de diseño.

El diseño debe ser suficientemente robusto para que en caso de accidente base de diseño no se excedan los límites de diseño especificados. Un objetivo fundamental es que en caso de accidente base de diseño las consecuencias radiológicas dentro o fuera del emplazamiento sean mínimas, y que no sea necesario adoptar medidas de intervención para la protección radiológica fuera del emplazamiento.

El análisis de los accidentes base de diseño es siempre conservador, y por ello se adoptan hipótesis de fallo inicial de equipos y de sistemas de seguridad. Un criterio típico es suponer el “fallo único más limitativo” de un sistema o equipo de seguridad. También se adoptan hipótesis conservadoras y se emplean modelos y parámetros de entrada a los modelos que son conservadores. Las suposiciones conservadoras usadas para los análisis garantizan que las consecuencias calculadas excederían a las esperables si el accidente realmente tuviera lugar

Las estructuras, sistemas y componentes relacionados con la seguridad en las centrales nucleares españolas, fueron diseñados bajo el concepto de accidentes base de diseño. El criterio seguido en el diseño fue que dichos accidentes no han de causar una liberación de productos de fisión al ambiente que tenga como resultado un riesgo radiológico para la salud y la seguridad públicas por encima de los valores establecidos en el 10 CFR Parte 100. Un sólo accidente base de diseño no ha de causar una pérdida consiguiente de las funciones de protección de las barreras.

La definición de las secuencias de los accidentes base de diseño incluye a los sucesos iniciadores y los fallos únicos postulados. Normalmente se postula el fallo único de alguna redundancia de un sistema de seguridad cuyo fallo suponga las demandas más severas en la respuesta de la planta para el suceso iniciador específico y para la función de protección e las barreras analizada en cada caso: para el combustible nuclear, para la envuelta a presión del refrigerante del reactor, o bien para el recinto de contención.

Ejemplos de sucesos iniciadores de accidentes base de diseño en las centrales españolas son:

1. Roturas importantes de tuberías que contienen agua de refrigeración del reactor, inclusive la rotura de tipo guillotina de la tubería de mayor diámetro del sistema de refrigeración del reactor o del sistema de recirculación (accidente de pérdida de refrigerante).

2. Roturas importantes de tuberías del sistema secundario o del sistema de vapor principal y del agua de alimentación principal.
3. Rotura de tubos de un generador de vapor
4. Agarrotamiento del rotor de una bomba de refrigeración del reactor.
5. Accidente de manejo de combustible dentro del Edificio de Combustible
6. Rotura del alojamiento de un mecanismo de barras de control (eyección de un haz de barras de control).
7. Accidente de manejo de combustible dentro del Edificio de Contención.

2. LA EXTENSIÓN DE LA BASE DE DISEÑO

La definición de las condiciones accidentales base de diseño se realizó para las centrales españolas siguiendo procedimientos equivalentes a los seguidos y aceptados en los países origen de las tecnologías de cada proyecto.

Aún siendo conservadora, la definición de los accidentes base de diseño se realizó estableciendo límites al grado de severidad de los sucesos iniciadores y de los fallos adicionales postulados. La selección de accidentes base de diseño se hizo originalmente en función de criterios esencialmente probabilistas, descartando secuencias de accidentes con probabilidad de ocurrencia inferior a $10.E-4$ sucesos/año reactor. Ejemplos de secuencias accidentales descartadas son iniciadores de muy baja probabilidad como el fallo de la vasija del reactor o sucesos externos de muy baja probabilidad, o bien secuencias definidas por fallos múltiples de sistemas de seguridad, o bien secuencias definidas por errores humanos graves.

Sin embargo, la experiencia operativa de las centrales, especialmente en los EE UU, empezó a poner de manifiesto que la ocurrencia de secuencias accidentales potencialmente más severas que las secuencias base de diseño podría tener una probabilidad considerable. Debido a que las consecuencias de dichas secuencias pueden ser muy graves, el riesgo asociado a las mismas podría ser elevado. En particular, las condiciones accidentales para las que se emitieron requisitos específicos en los años 80 y 90 fueron los transitorios previstos sin parada del reactor (ATWS), y la pérdida de todas las fuentes de corriente alterna de la central, llamada Station Blackout (SBO).

Por otra parte, el accidente de TMI-2 ocurrido en 1979, fue esencialmente un transitorio iniciador que derivó en una secuencia accidental que llevó a la central a una condición más severa que las condiciones base de diseño, debido a fallos de equipos y errores humanos graves, y que condujo a la destrucción del reactor. El accidente de Chernobyl en 1986 fue una secuencia accidental que llevó a la destrucción de la central debido a una serie de errores humanos extraordinariamente graves que pusieron a la central en una condición fuera de sus bases de diseño.

La ocurrencia de estos dos accidentes llevo a las autoridades reguladoras a establecer requisitos reguladores específicos en relación con la gestión de los llamados accidentes severos (Ref. 2). Las centrales españolas han desarrollado procedimientos específicos y se han realizado modificaciones físicas para la prevención y mitigación de este tipo de accidentes. Los accidentes severos son condiciones accidentales fuera de la base de diseño que no han sido mitigadas y que han progresado de modo que existe un riesgo inminente de daño extendido en la vaina del combustible, con fallo de la primera barrera.

Recientemente, el accidente en la central de Fukushima, fue originado por un suceso iniciador externo mucho más grave que los incluidos en la base de diseño de dicha central. Como respuesta a dicho accidente se han emprendido en todo el mundo acciones de revisión de las capacidades de las centrales nucleares para hacer frente a determinados accidentes más graves que los base de diseño, como son sucesos externos catastróficos, las condiciones de SBO prolongado y las condiciones de pérdida del sumidero de calor de seguridad. Dicha revisión ha derivado en el desarrollo de procedimientos y en la implantación de modificaciones físicas y mejoras de organización en las centrales españolas para hacer frente a este tipo de condiciones accidentales.

La imposición los requisitos reguladores antes descritos ha supuesto, una ampliación de las bases originales de diseño de las centrales españolas con el objetivo de hacer frente a determinadas condiciones accidentales “fuera de la base de diseño”.

En el año 2012 el OIEA publicó la norma sobre seguridad en el diseño de las centrales nucleares (Ref.1) donde se presenta y se define el concepto de ‘extensión de la base de diseño’. Este nuevo término sustituye al término “accidente fuera de la base de diseño” utilizado hasta entonces.

Según la norma del OIEA se entiende como extensión de la base de diseño a un conjunto de condiciones accidentales que no son consideradas en los accidentes base de diseño, pero que son consideradas en el diseño de la instalación, y que son desarrolladas de acuerdo con una metodología de mejor estimación, y para los cuales las emisiones de radiactividad se mantiene dentro de determinados límites de aceptación. Las condiciones accidentales de la extensión de la base de diseño incluyen a los accidentes severos.

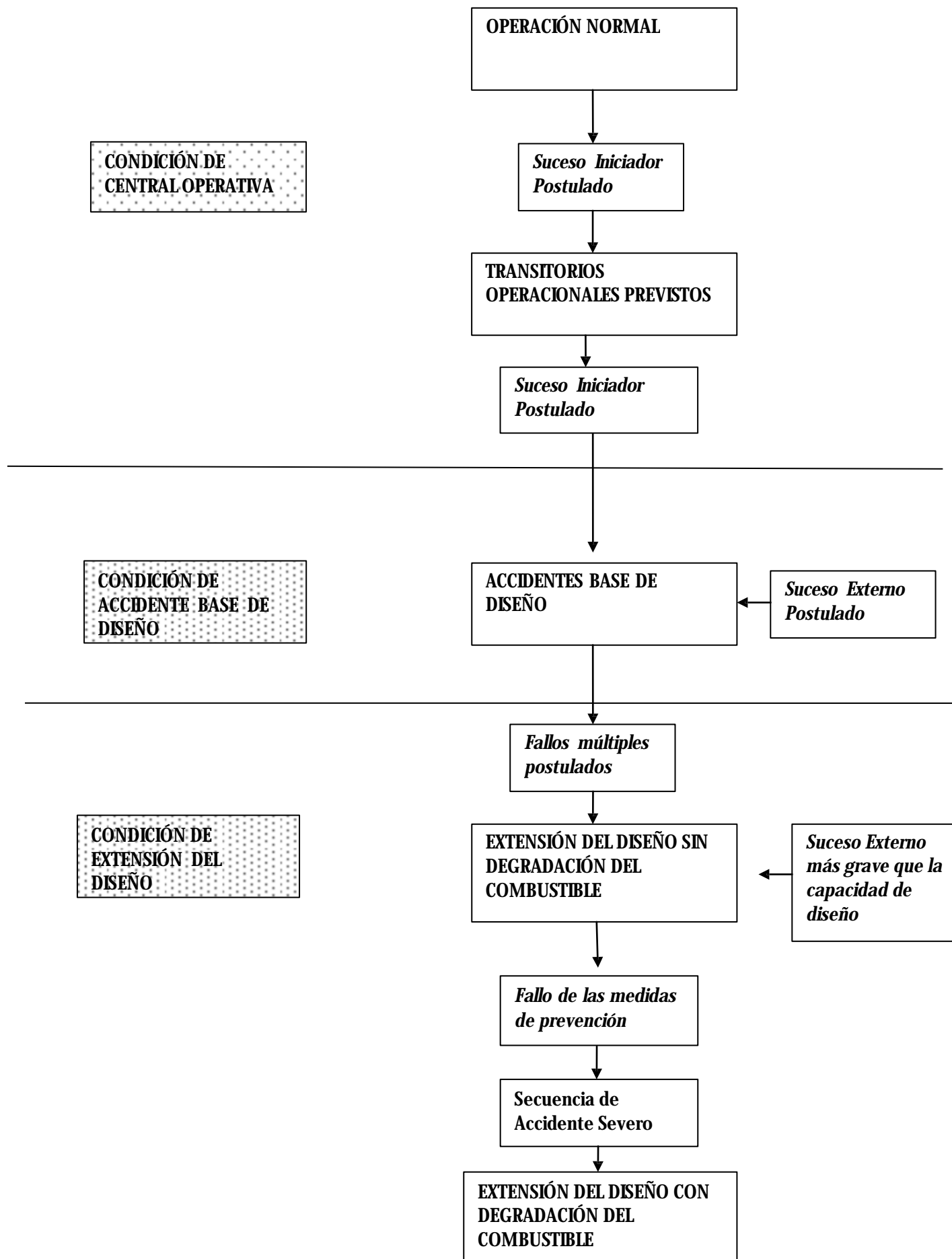
Según la norma del OIEA, debe establecerse un conjunto de condiciones de extensión del diseño, basadas en el juicio de ingeniería, y en evaluaciones deterministas y probabilistas. Estas condiciones se emplearán para analizar y mejorar las capacidades de la central para soportar sin consecuencias radiológicas inaceptables, accidentes que son más graves que los accidentes base de diseño o que implican fallos adicionales. De este modo se identificarán las secuencias accidentales adicionales que deben analizarse en el diseño y se podrán establecer procedimientos para la prevención de tales accidentes y la mitigación de sus consecuencias en el caso de que ocurrieran.

El objetivo del análisis de las condiciones de extensión del diseño es asegurar que el diseño de la central es capaz de prevenir condiciones accidentales no consideradas en las condiciones de accidente base de diseño y capaz de mitigar sus consecuencias, en lo que sea razonablemente posible alcanzar. Este tipo de análisis puede llegar a determinar que sean necesarias estructuras, equipos o sistemas relacionados con la seguridad adicionales para estas condiciones de extensión del diseño, o bien que sea necesario extender las capacidades de los sistemas de seguridad existentes.

De acuerdo la norma del OIEA, el análisis de las condiciones de extensión de diseño debe permitir el establecer el conjunto de medidas preventivas de la ocurrencia del daño al núcleo, en caso de producirse dentro de la condición de extensión del diseño la evolución hacia un accidente severo. Además deben desarrollarse medidas de mitigación de las consecuencias de condiciones que hayan evolucionado a una situación con daño al núcleo y liberación significativa de radiactividad en el recinto de contención. La central debe diseñarse de modo que la central pueda devolverse a un estado controlado desde una condición de extensión del diseño, y que la función de contención pueda mantenerse de modo que las liberaciones de radiactividad se reduzcan a un mínimo.

El análisis de las condiciones de extensión de diseño puede realizarse empleando métodos de mejor estimación, lo que supone una diferencia notable respecto a los métodos de análisis de los accidentes base de diseño, que siempre son conservadores.

En la figura incluida más abajo se muestra la estructura de las condiciones o estados de una central que deben considerados en el diseño, según la norma del OIEA,



3. TRANSITORIOS PREVISTOS SIN DISPARO DEL REACTOR (ATWS)

Los transitorios previstos sin parada automática del reactor (ATWS), son secuencias accidentales de baja probabilidad en las cuales ocurre un transitorio operacional previsto o anticipado y no es seguido por la parada automática del reactor cuando es requerida. El fallo de la parada automática del reactor, si no es mitigada correctamente, puede llevar a presiones elevadas al sistema del refrigerante, y al daño al núcleo del reactor por falta de refrigeración adecuada. Un "transitorio anticipado" es un suceso iniciador que se espera ocurra una o más veces durante la vida de una planta.

El Sistema de Protección del Reactor (SPR) es un sistema de seguridad de actuación automática, diseñado para controlar las variables críticas y detectar las condiciones anormales de planta debidas a transitorios anticipados. El sistema está diseñado para que actúe en el caso de producirse un transitorio anticipado que pudiera suponer un daño al reactor, realizando automáticamente la parada rápida del reactor (scram).

Las bases esenciales de diseño del SPR son que: a) Ningún fallo simple pueda impedir el disparo del reactor y; b) Todos los canales de instrumentación y lógica asociada de disparo puedan ser calibradas, probadas y mantenidas con la planta en operación. Estos requisitos se logran implementando en el diseño varios canales de instrumentación redundantes para cada variable que haya de ser medida. En general se implementan cuatro canales para cada variable, y el disparo del reactor se produce por señal coincidente de dos de cuatro, al objeto de evitar actuaciones espurias.

Comparado con otros sistemas de la central, el SPR es muy fiable. Las estimaciones de tasa de fallo realizadas en base a la experiencia operacional del SPR dan valores en torno a $10 \text{ E-}5$ fallos/demanda. Sin embargo existe una incertidumbre considerable respecto ala estimación de dicha fiabilidad. La probabilidad de fallo debido a fallos aleatorios independientes es suficientemente baja por la alta redundancia impuesta en el diseño. Los fallos por causa común del SPR, sin embargo, presentan una mayor dificultad de análisis. Una solución para reducir la probabilidad de estos es la implementación de una diversificación de equipos que miden la misma variable del reactor, o bien la diversificación funcional, que implica la toma de la señal de disparo a partir de variables diferentes. Por último, el fallo del SPR puede deberse, a pesar de que las señales de disparo se hayan producido correctamente, al fallo de los sistemas encargados de producir la inserción de las barras de control en el reactor.

El fallo completo del SPR requiere la ocurrencia de fallos múltiples de probabilidad muy baja, y es una condición no incluida en las bases de diseño originales de las centrales. Sin embargo, ya en los años 70 se empezó a plantear cuál era la fiabilidad del SPR y cuál era la probabilidad de producirse un suceso ATWS, cuyas consecuencias, si no fuese mitigado, podrían ser extraordinariamente graves.

La frecuencia de daño al núcleo causado por una condición de ATWS depende de tres factores: la frecuencia del suceso iniciador, la frecuencia de fallo a la demanda del Sistema de Protección del Reactor (SPR), y la fiabilidad de las medidas previstas de prevención y de mitigación del ATWS disponibles en la central.

En el año 1980 en la central BWR de Browns Ferry 3 se produjo un fallo inicial de inserción de 76 de las 185 barras de control en un scram manual, estando la planta al 35% de potencia. Sucesivos scrams manuales insertaron nuevas barras y, seis minutos más tarde, se produjo uno automático que completó toda la inserción. El origen del problema fue que uno de los dos volúmenes de descarga del scram estaba bastante lleno de agua antes del disparo e incorrectamente venteado.

En el año 1983 falló en dos ocasiones la parada automática del reactor en la central PWR Salem 1 debido al fallo al abrir de ambos interruptores de disparo al recibir la señal de actuación. El reactor se consiguió disparar mediante actuación manual. El fallo se atribuyó al excesivo desgaste de los relés de disparo por mantenimiento inadecuado.

Como consecuencia de estos sucesos la NRC realizó estudios adicionales, que fueron documentados en el SECY-83-293 (Ref. 3), sobre la probabilidad de ATWS en las centrales existentes y concluyó que el aspecto clave en el riesgo de ATWS era la probabilidad de fallo del SPR, y que se estimaba que dicha probabilidad podría llegar hasta valores cercanos a 2×10^{-4} sucesos por demanda, y que las incertidumbres de estimación eran considerables. Se estimó que la probabilidad de ATWS en PWR podría llegar a $2,4 \times 10^{-5}$ sucesos/año y en BWR a $1,2 \times 10^{-5}$ sucesos/año, y que las probabilidades eran suficientemente altas como para requerir la adopción de medidas en las centrales. El objetivo fue conseguir reducir la frecuencia de ATWS a valores inferiores a 10^{-5} sucesos/año (Ref. 4). Por ello se desarrolló y publicó la ley 10CFR 50.62 llamada la "regla de los ATWS". En esta ley federal se requiere tanto a PWR como a BWR la implantación de sistemas específicos para la prevención y mitigación de una condición accidental de ATWS.

Actualmente se considera que la frecuencia de daño al núcleo para las centrales de diseño americano como consecuencia de condiciones de ATWS ha sido reducida a niveles aceptables, (Ref. 4) por una parte como resultado de reducción significativa en la frecuencia de los transitorios que requieren parada automática y que son los iniciadores de ATWS, y también como consecuencia de la implantación de las modificaciones requeridas por la regla del ATWS, y el desarrollo de procedimientos así como el entrenamiento de los operadores.

Se describen seguidamente las medidas de extensión de la base de diseño tomadas para hacer frente al ATWS.

Tecnología BWR de diseño americano

En reactores tipo BWR el accionamiento de las barras de control es de tipo hidráulico, impulsadas por pistones. Ante una señal de scram, se impone una

alta presión en la parte inferior, al tiempo que se alivia la presión en la parte superior del embolo mediante la apertura de la válvula de salida de scram, permitiendo que las barras de control se inserten rápidamente. El agua descargada de los accionadores de las barras de control se recoge en dos colectores separados, denominados volúmenes de descarga de scram (SDV), que deben estar vacíos y venteados para permitir la inserción de barras. Existe una señal de alto nivel de descarga de scram que provoca el scram automático en anticipación de que este volumen se pueda llenar. Si alguno de los dos SDV estuviera lleno o mal venteado en el momento de producirse el scram, esto dificultaría la inserción de las barras de control.

La regla de ATWS impone para los BWR los requisitos siguientes:

- Cada BWR debe disponer de un sistema diversificado e independiente con respecto al de disparo del reactor, para la inserción alternativa de barras de control (ARI).
- Cada BWR debe disponer de un Sistema de Control de Líquido de Reserva (SCLR). El SCLR es un tanque de agua borada de alta concentración, del que aspiran dos bombas impulsoras independientes conectadas a la vasija del reactor. El Sistema debe tener capacidad de inyectar una solución de agua borada en el reactor a una determinada velocidad y concentración mínimas para conseguir la parada del reactor.
- Cada BWR debe disponer del equipo adecuado para poder disparar de forma fiable las bombas de recirculación del reactor automáticamente. El disparo de estas bombas reduciría la potencia del reactor del 100 al 30% en menos de un minuto en caso de ATWS a plena potencia.

En el caso de BWR, los sucesos iniciadores con ATWS que suponen una mayor severidad son los que provocan un incremento de la presión en el sistema de refrigeración del reactor. En estos casos el incremento de presión reduce o colapsa las burbujas de vapor, lo que provoca, a su vez, un aumento de la reactividad y de la potencia. El cierre de todas las válvulas de aislamiento de las tuberías de vapor principal (MSIV's) sería el suceso más severo postulado desde prácticamente todos los aspectos, cuando es acompañado por una falta de la parada automática del reactor, debido a que supone una descarga mayor de energía a la piscina de supresión por el aislamiento de la descarga de vapor al condensador. En estos casos, la energía del reactor se descargaría a la piscina a través de las válvulas de alivio y seguridad, y el grado de calentamiento de la piscina es el parámetro limitante en este accidente, ya que un calentamiento excesivo puede llevar al fallo de la contención. El límite de temperatura de la piscina considerado para determinar la aceptabilidad de las medidas de mitigación es de 200 °F (93°C).

A pesar de la instalación del sistema alternativo de inserción de barras y del sistema automático de disparo de las bombas de recirculación, el éxito en la mitigación de un ATWS en BWR reside fundamentalmente en la acción manual

correcta del operador. Si no se produjera la parada del reactor por medio del sistema alternativo de inserción (ARI), el operador debería seguir los procedimientos de operación de emergencia para manualmente, iniciar la operación del Sistema de Control Líquido de Reserva para obtener la parada del reactor, y al mismo tiempo reducir al mínimo el nivel de agua en el reactor para reducir la generación de energía en el núcleo antes de que la piscina de supresión alcance el límite de temperatura. El tiempo disponible para realizar con éxito estas maniobras es reducido, y la probabilidad de error humano en estas condiciones puede ser considerable.

TECNOLOGÍA PWR DE DISEÑO AMERICANO

En el caso de PWR el fallo del SPR implica que, a pesar de que se inicie una señal de disparo del reactor, los conjuntos de control no caigan dentro del núcleo. El fallo completo del Sistema de Disparo del Reactor puede deberse a dos causas:

- Después de iniciarse la señal de disparo del reactor, no se desenganchan los enclavamientos de los accionamientos de las barras de control del árbol de accionamiento debido a que las bobinas de accionamiento no se desenergizan a causa de un fallo múltiple.
- Una vez que se ha cortado la corriente de las bobinas de accionamiento de las barras de control, todas las barras de control fallan y no caen dentro del núcleo debido a defectos mecánicos, por ejemplo por obstrucción del camino de caída.

El 10 CFR 50.62 impone a los PWR el requisito de disponer de un sistema fiable, diverso, e independiente del SPR que inicie automáticamente el sistema de Agua de Alimentación Auxiliar y también el disparo de la turbina principal, mediante señales indicativas de la existencia de ATWS.

La secuencia de ATWS en un PWR produciría inmediatamente una elevación de la presión del sistema primario, cuyo valor dependerá esencialmente del coeficiente de temperatura del moderador, de la capacidad de alivio y de la capacidad de extracción de calor de los generadores de vapor. El coeficiente de temperatura definirá el cambio en la reactividad y en la potencia del reactor debidos a la subida de la temperatura del moderador. La capacidad de extracción de calor del secundario depende esencialmente del inventario existente en el mismo. El disparo anticipado de la turbina principal reduciría el consumo del inventario del secundario y retrasaría su secado.

Durante el ATWS se iniciaría la subida rápida de la presión del primario al alcanzarse el secado del secundario de los generadores de vapor. Por ello, los ATWS mas graves serian los originados por un suceso iniciador de pérdida completa del Sistema de Agua de Alimentación principal, que produciría el agotamiento rápido de dicho inventario. En estos casos, la elevación rápida de presión del primario se produciría en un intervalo de 2 minutos desde el inicio del ATWS.

Si el coeficiente del moderador es negativo se produce una realimentación negativa de reactividad que es apoyada posteriormente por el efecto del coeficiente Doppler del combustible, el cual es siempre negativo, y produce una reducción adicional de la reactividad y de la potencia del reactor. Por ello se alcanzaría finalmente un equilibrio entre la producción de potencia del reactor y la tasa de evacuación de calor del primario, debido al efecto combinado de los coeficientes del moderador y Doppler. Este equilibrio se alcanzaría a temperaturas y presiones más altas de las normales, y podría causar la expansión del refrigerante y la inundación del presionador, que se convierte en "sólido". Una consecuencia de ello sería la pérdida de refrigerante a través de las válvulas de alivio del presionador.

El efecto combinado de la actuación del Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar (SAAA) y de la apertura de las válvulas, conseguiría reducir la presión y el cierre final de las válvulas, apareciendo nuevamente vapor en la parte superior del Presionador. La capacidad del SAAA es suficiente para mantener la extracción adecuada de calor del reactor y evitar posteriores subidas de presión. Sería posible entonces realizar la inyección de agua borada mediante el sistema de inyección de alta presión al reactor, y así reducir la potencia del reactor y refrigerarlo, terminando el accidente.

TECNOLOGÍA PWR DE DISEÑO ALEMÁN

También se han establecido requisitos reguladores relativos al ATWS para las centrales PWR de diseño alemán, aunque no existen requisitos específicos para instalar nuevos equipos. En particular, en las guías del RSK (Ref. 5) y de acuerdo con la sección 20 de estas guías se requiere la evaluación específica de los sucesos tipo ATWS como parte del proceso de licencia de dichas centrales, y por ello incluyen en sus análisis de accidentes del EFS el análisis de ATWS desde diversos sucesos iniciadores incluyendo la pérdida total del agua de alimentación principal.

En dichos análisis se supone el fallo completo del sistema de disparo del reactor a continuación del transitorio operacional que inicia la secuencia, y se debe demostrar que se cumplen las condiciones siguientes:

- No deben superarse para la barrera a presión del refrigerante del reactor las cargas admisibles de acuerdo con la sección III División 1, NB-3224 del Código ASME "límites de servicio de nivel c"
- Los sistemas de boración y de extracción de calor residual mantendrán su función de seguridad de modo que el reactor pueda ser llevado a condición de parada después de la ocurrencia del ATWS.

Dichos análisis se realizan con códigos e hipótesis de mejor estimación, ya que se trata de sucesos que están fuera de la base de diseño. La ocurrencia simultánea de un fallo único no es postulada ni tampoco la indisponibilidad por mantenimiento

4. PERDIDA TOTAL DE CORRIENTE ALTERNA (SBO).

Se denomina pérdida total de corriente alterna, Station Blackout (SBO), a la condición accidental de pérdida total (exterior e interior) de las fuentes de corriente alterna a las barras esenciales y no esenciales de una central nuclear. Se considera en esta condición el fallo simultáneo de las fuentes de alimentación exterior, llamada LOOP en la terminología, junto con el fallo de todos los generadores diesel divisionales de suministro de emergencia a las redundancias de los sistemas de seguridad. Se postula, sin embargo, que la energía eléctrica procedente de las baterías de la central está disponible, y por tanto que los convertidores estáticos alimentados por corriente continua desde dichas baterías permanecen en servicio. También se postula la disponibilidad de los suministros "alternativos" de CA de que disponen algunas centrales.

Las centrales no fueron inicialmente diseñadas para hacer frente a una condición de SBO debido a que este tipo de accidentes, al igual que los ATWS, requieren de ocurrencia de fallos múltiples de muy baja probabilidad. Por tanto, una condición accidental de SBO es una condición que se encuentra en la extensión del diseño de una central nuclear.

Ya en 1975, el Reactor Safety Study (Ref. 6) señaló que los SBO podrían contribuir de forma importante al riesgo por accidentes de las centrales en los EE. UU. . Por otra parte, la experiencia de operación acumulada vino a indicar que la fiabilidad de los sistemas de CA de emergencia podría ser menor que la inicialmente prevista. Estudios realizados y experiencia operacional en esos años en los EE. UU. mostraron (Ref. 7) que:

- El rango estimado de probabilidades de SBO es amplio, variando entre 10^{-5} y 10^{-3} sucesos/reactor.año.
- La frecuencia estimada de daño al núcleo por SBO podría variar entre 10^{-6} y 10^{-4} sucesos/reactor.año
- La redundancia y fiabilidad de los sistemas de energía eléctrica de CA influyen de forma importante en la probabilidad de SBO.
- La probabilidad de daño al núcleo en caso de SBO, depende significativamente de la capacidad del sistema de eliminación de calor residual para hacer frente a apagones de más de dos horas.

En 1991 la NRC revisó el CFR, para incluir una nueva Sección 50.63, titulada "Loss of All Alternating Current Power", en la que se requiere que las centrales nucleares sean capaces de hacer frente a una pérdida total de corriente alterna (SBO) de duración específica. La llamada regla del Station Black Out, tiene por objeto reducir el riesgo de daño al núcleo debido a este tipo de accidentes, mediante las medidas siguientes:

- El mantenimiento de una alta fiabilidad de los sistemas de alimentación de energía eléctrica de CA a sistemas de seguridad

- La seguridad de que las plantas pueden hacer frente a una situación de SBO durante un tiempo mínimo, específico de planta.

Es de interés anotar, que no se consideraba que los SBO supusieran un riesgo indebido antes de la aplicación de la regla. Actualmente, las condiciones accidentales de SBO, incluso después de la aplicación de la regla siguen siendo contribuyentes importantes al riesgo residual de daño al núcleo.

La NRC ha publicado la Guía Reguladora 1.155 "Station Blackout", (Ref. 8) en la cual se describe el método aceptado para satisfacer los nuevos requisitos del 10CFR50.63, y reconoce como guía aceptable para el cumplimiento de tales requisitos al documento NUMARC 8700 (Ref. 9). Por tanto, la Guía Reguladora 1.155, establece criterios para:

- El mantenimiento de un alto nivel de fiabilidad de los Generadores Diesel de Emergencia.
- El desarrollo de procedimientos para la recuperación de las fuentes de potencia de CA, tanto interior como exterior.
- La selección de la duración mínima requerida en el análisis del SBO para cada planta. Este parámetro es fundamental para establecer los criterios de protección específicos para cada planta.

Las centrales se clasifican en grupos según una serie de criterios, y de acuerdo con dicha clasificación se define la duración mínima del SBO que debe considerarse. Los criterios a tener en cuenta son:

- Frecuencia estimada de pérdida de potencia exterior debido a condiciones atmosféricas severas y extremadamente severas.
- Diseño de la alimentación exterior. Rapidez de recuperación de la pérdida de alimentación exterior después de un suceso externo.
- Configuración del suministro de corriente alterna de emergencia.
- Objetivos de fiabilidad de los Generadores Diesel de emergencia.

En el caso de las centrales españolas, y atendiendo a las características antes citadas, la duración mínima especificada del SBO es usualmente de 4 horas. Por tanto, la central debe contar con los sistemas necesarios y los procedimientos adecuados para asegurar que se mantienen las funciones de seguridad de integridad de las barreras durante un SBO de duración determinada según los criterios de la RG 1.155. La respuesta a un accidente tipo SBO, y la garantía de cumplimiento de las funciones de seguridad y la integridad de las barreras se asegura mediante:

- Suministro de energía eléctrica mediante corriente continua (baterías de 125Vc.c.) necesaria para el suministro a la instrumentación de seguridad y a los controles de los sistemas requeridos en SBO, así como para el accionamiento de las válvulas que deben operar en caso de SBO para garantizar las funciones de seguridad.

- Mantenimiento del enfriamiento adecuado del núcleo y de la evacuación del calor residual mediante sistemas que no requieren energía de CA
- Mantenimiento de la Integridad de la contención.
- Vigilancia de las condiciones de la central durante el SBO.

La duración de la condición de SBO puede reducirse mediante la disponibilidad de suministros alternativos de CA. Algunas centrales disponen de un generador diesel de emergencia adicional destinado a alimentar los sistemas de seguridad en caso de fallo de los dos generadores divisionales. Otra posibilidad son las centrales hidroeléctricas autónomas o los equipos móviles.

La disponibilidad de una correcta evacuación del calor residual es considerada el principal problema asociado con la condición de SBO, teniendo que mantenerse un nivel adecuado de refrigeración del núcleo mientras dure dicho suceso. Esto se consigue mediante sistemas de aporte de agua al reactor independientes del suministro de energía eléctrica de corriente alterna. Estos sistemas deben ser capaces de inyectar agua al reactor o refrigerarlo en las condiciones de alta presión en el circuito de refrigerante, que se producen a continuación de una secuencia de pérdida de alimentación eléctrica exterior con rechazo de carga y disparo de la turbina principal.

En los BWR existen sistemas destinados a la inyección de refrigerante que disponen de bombas movidas por turbina con vapor que se recibe desde el sistema de vapor principal, Estos son: el sistema de refrigeración del núcleo aislado en centrales BWR-6 y el sistema de inyección a alta presión en centrales BWR-3. Ambos sistemas son iniciados automáticamente por señales de muy bajo nivel en el reactor y pueden inyectar agua a alta presión desde el depósito de condensado. También se dispone procedimientos de contingencia para realizar la inyección de agua en el reactor en situaciones extremas mediante sistemas alternativos, por ejemplo la inyección con las motobombas diesel del sistema contra incendios.

También se dispone en los BWR-3 de un sistema adicional que funciona por circulación natural, llamado sistema del condensador de aislamiento, y que es básicamente un gran intercambiador de calor capaz de refrigerar el vapor generado en el reactor, el cual circula en el lado primario del mismo, y que es iniciado automáticamente por señal de alta presión en la vasija. El aporte de agua al secundario del Condensador de Aislamiento se realizaría mediante la motobomba diesel contra incendios.

En el caso de los PWR de diseño americano se dispone del Sistema de agua de Alimentación Auxiliar, el cual dispone de una turbobomba alimentada con vapor del secundario y que es capaz de inyectar agua desde el tanque de recarga a los Generadores de vapor. Este sistema es iniciado automáticamente en caso de disparo del reactor.

Las centrales españolas de diseño americano, incluyen en su EFS análisis para demostrar que durante una condición de tipo SBO de duración mínima

determinada, las funciones requeridas de seguridad se mantienen gracias a los sistemas disponibles.

Por otra parte, se han desarrollado e implantado procedimientos de operación de emergencia específicos para hacer frente al suceso de SBO que incluyen las estrategias destinadas al mantenimiento de las funciones de seguridad, y a la recuperación de la energía eléctrica de alterna en el plazo más breve posible.

Tecnología PWR de origen alemán

En el caso de centrales PWR de diseño alemán, hay que señalar que no existen requisitos reguladores específicos para analizar la respuesta a sucesos de tipo SBO de duración mínima determinada, como en el caso de las centrales de diseño americano.

Estas centrales disponen de un sistema de suministro de CA de seguridad con más redundancias que las centrales de diseño americano y por ello la probabilidad de una condición accidental tipo SBO es extraordinariamente baja. Estas centrales dispone de un sistema de agua de alimentación de arranque y parada accionado con dos motobombas que pueden ser accionadas por los 4 generadores diesel de salvaguardia. Existe además el sistema de agua de alimentación de emergencia, que consiste en un conjunto de 4 grupos independientes motor-bomba accionado cada uno de ellos por un generador diesel de emergencia independiente. Este sistema es totalmente independiente de los suministros externos, y permite asegurar la refrigeración del reactor con 2 de las 4 redundancias.

Estas centrales no disponen en su diseño original de un sistema de alimentación al secundario accionado por turbina, aunque se ha implantado un procedimiento de contingencia mediante una bomba portátil con motor diesel que es capaz de inyectar al secundario de los generadores de vapor aspirando desde cualquiera de los depósitos del sistema de agua de alimentación de emergencia.

Es preciso señalar que los requisitos reguladores sobre el SBO para las centrales españolas que han sido descritos anteriormente, han sido recientemente modificados y aumentados como resultado de los análisis realizados y de las acciones decididas como respuesta al accidente de Fukushima. Esto se describe en el apartado siguiente.

5. EXTENSIÓN DEL DISEÑO DEBIDA A RESPUESTA AL ACCIDENTE DE FUKUSHIMA. ACCIDENTES TIPO SBO Y DE PÉRDIDA DEL SUMIDERO FINAL DE CALOR

El accidente sucedido en marzo de 2011 puso a dicha central en una condición fuera de las bases de diseño debido a la ocurrencia de un suceso iniciador externo extraordinariamente grave y no incluido entre las condiciones base de diseño. Dicho suceso fue un terremoto más intenso que el terremoto de parada

segura, seguido de un maremoto que produjo una altura de inundación externa en la central que provocó una pérdida múltiple de sistemas y de funciones de seguridad. En concreto, se produjo un SBO prolongado y la pérdida del sumidero final de calor (sumidero de calor de seguridad). Dicha secuencia derivó finalmente, para algunas unidades de Fukushima, en una condición de accidente severo, con destrucción del reactor y del recinto de contención.

LAS PRUEBAS DE RESISTENCIA (STRESS TESTS)

Inmediatamente después de la ocurrencia del suceso, tanto los propietarios de centrales como las autoridades reguladoras emprendieron acciones para obtener lecciones de dicho accidente, y tomar medidas para reforzar la protección y la respuesta de las centrales nucleares frente a condiciones accidentales de extensión de diseño como las ocurridas en Fukushima. Estas iniciativas se tomaron a nivel de la Unión Europea mediante el programa de realización de las pruebas de esfuerzo o “Stress Tests” de las centrales de la UE. Dichas pruebas han sido planteadas y coordinadas por ENSREG (European Nuclear Safety Regulators Group) que es un grupo de trabajo de la Comisión de la UE.

El 25 de mayo de 2011, el CSN aprobó y remitió a todas las centrales nucleares una Instrucción Técnica Complementaria (ITC) (Ref. 10), en la que se les requería la realización de las pruebas de resistencia acordadas en el contexto de la Unión Europea. Adicionalmente, y de acuerdo con el alcance propuesto a nivel europeo, el CSN envió una ITC similar al titular de la central nuclear José Cabrera, actualmente en proceso de desmantelamiento, que mantiene en su emplazamiento un almacenamiento temporal de combustible gastado, así como al titular de la fábrica de combustible nuclear existente en España.

En un proceso paralelo a las pruebas de resistencia el CSN envió a las centrales una segunda Instrucción Técnica Complementaria (Ref. 11) relativa a sucesos catastróficos excepcionales que pudieran ir mucho más allá de las Bases de Diseño. El objetivo de esta Instrucción Técnica Complementaria es establecer los requisitos para planificar e implantar las medidas adicionales a adoptar por los titulares de las centrales nucleares españolas para cubrir las consecuencias de determinados sucesos externos, como por ejemplo el impacto de un avión, que pudieran suponer la ocurrencia de grandes incendios o de explosiones externas que llevaran a la pérdida de grandes áreas de la central.

En esta segunda ITC se requiere que las centrales detallen los recursos humanos y equipos que aseguren una eficaz extinción de grandes incendios de origen externo; y en este contexto, aseguren la refrigeración del núcleo y de la piscina de combustible gastado, la protección de la contención; así como la minimización en la medida de lo posible de los consiguientes vertidos radiológicos al exterior. Para la realización de este análisis, el titular deberá utilizar una metodología que incluya una valoración sistemática de los posibles medios a implantar para mejorar las capacidades de mitigar estos sucesos. Esta ITC es análoga a la “Regulatory Order” de referencia b.5.b emitida por la NRC después de los sucesos de septiembre de 2001. Algunos de los temas

tratados son comunes con las pruebas de resistencia, pero el proceso de evaluación de las respuestas de los titulares se ha realizado de forma separada.

Por el impacto que está teniendo en la extensión de las bases de diseño de las centrales, se describen seguidamente las pruebas de resistencia y sus resultados.

Se definen las pruebas de resistencia como una reevaluación “dirigida” de los márgenes de seguridad de las plantas nucleares a la luz de los eventos del accidente de Fukushima. En particular fenómenos naturales extremos que puedan poner en peligro las funciones de seguridad de las plantas y que puedan llevar a una situación de accidente severo. Esta reevaluación ha consistido en:

- La evaluación de la respuesta de la central nuclear frente a un conjunto de situaciones extremas consideradas y
- La verificación de las medidas preventivas y mitigativas elegidas siguiendo la filosofía de “defensa en profundidad”, en las secuencias consideradas.

En tales situaciones extremas, se asume, bajo un enfoque determinista, la pérdida secuencial de las líneas de defensa existentes, independientemente de la probabilidad de ocurrencia de dicha pérdida. En concreto, debe tenerse en cuenta que la pérdida de funciones de seguridad y las situaciones de accidente severo sólo pueden ocurrir cuando numerosas provisiones de diseño han fallado. Además, se debe suponer que se pierden sucesivamente las medidas disponibles para gestionar adecuadamente estas situaciones.

Para una central determinada, esta reevaluación ha incluido la respuesta de la planta y la efectividad de las medidas preventivas, destacando cualquier debilidad potencial y cualquier “situación límite” (*cliff edge*) que se identifiquen en los análisis. Estas situaciones límites corresponden a aquellas que podrían inducir un cambio significativo en la secuencia de eventos y, en su caso, de las medidas ya existentes para evitar llegar a condiciones extremas. Pueden corresponder, por ejemplo, a la superación de una cota de inundación sobrepasando la altura de muros o diques existentes que provocaría una inundación significativa de áreas de la central y la pérdida considerable de sistemas de seguridad, o al agotamiento de la capacidad de las baterías en el evento de pérdida total de la corriente alterna. Todo ello con el objetivo de evaluar la robustez de la filosofía aplicada de defensa en profundidad, la idoneidad de las medidas de gestión de accidentes e identificar las potencialidades para implantar mejoras de seguridad, tales como nuevos equipos, nuevos procedimientos, mejora en la gestión de recursos humanos, mejoras en la organización de respuesta en emergencias, o el uso de recursos externos.

Situaciones extremas consideradas en las pruebas de resistencia

El alcance técnico de las Pruebas de Resistencia se ha definido teniendo en cuenta los problemas que se han puesto de relieve por los acontecimientos ocurridos en Fukushima, y que han incluido la combinación de sucesos iniciadores y de fallos múltiples. Por ello, se han abordado las siguientes situaciones extremas, que corresponden a situaciones cada vez más graves:

- a) Sucesos iniciadores *creíbles* en el emplazamiento
 - Terremotos
 - Inundaciones
 - Otros sucesos naturales extremos
- b) Pérdida consiguiente de funciones de seguridad
 - Pérdida de energía eléctrica, incluyendo la pérdida total (SBO)
 - Pérdida del sumidero final de calor (UHS)
 - La combinación de ambas condiciones
- c) Aspectos asociados a la gestión de accidentes severos
 - Medidas para proteger y gestionar la pérdida de la función de refrigeración del núcleo
 - Medidas para proteger y gestionar la pérdida de función de refrigeración de las piscinas de almacenamiento de combustible gastado
 - Medidas para proteger y gestionar la pérdida de la integridad de la contención

A continuación se abordan los diversos aspectos que han sido considerados por las centrales para el análisis combinado de las condiciones accidentales de pérdida de las funciones de seguridad de energía eléctrica y del sumidero final de calor.

En los análisis realizados se ha supuesto la ocurrencia de pérdidas secuenciales de las fuentes de suministro de CA. El sumidero final de calor (UHS) es el medio al cual se transfiere en última instancia el calor residual del reactor. En algunos casos, las plantas disponen de un UHS primario que se complementa con un UHS alternativo, por ejemplo, un lago, una balsa de agua o la propia atmósfera. En el análisis realizado se ha supuesto la pérdida secuencial de estos sumideros.

a) Pérdida de energía eléctrica exterior (LOOP). En este caso se asume la pérdida, durante varios días, de toda la alimentación eléctrica exterior. Además se considera que el emplazamiento permanece aislado durante 72 horas respecto de la posibilidad de suministro de material pesado por carretera, ferrocarril o vías de agua, aunque los equipos portátiles ligeros podrían llegar al emplazamiento a partir de las 24 horas del inicio del evento.

Se deberán abordar los siguientes aspectos:

- Describir cómo se ha tenido en cuenta en el diseño esta situación, y describir las fuentes internas de energía de respaldo diseñadas para hacer frente a la misma

- Indicar por cuánto tiempo las fuentes internas de energía de respaldo podrían funcionar sin ningún tipo de apoyo exterior
- Indicar qué acciones son necesarias y están previstas para prolongar el tiempo de funcionamiento de los equipos de suministro de energía interna: rellenado de los tanques de combustible de los generadores diesel, etc.
- Identificar posibles medidas a adoptar para aumentar la robustez de la planta, tales como modificación de sistemas, modificación de procedimientos, disposiciones organizativas, etc.

Sistemas tales como turbobombas, sistemas con energía almacenada en tanques de gas, etc, pueden ser considerados funcionales en tanto que no sean dependientes de las fuentes de energía eléctrica que se suponen perdidas, y siempre que estén diseñadas para soportar los efectos del suceso iniciador (por ejemplo, del terremoto)

b) Pérdida de energía exterior y de las fuentes de energía interiores de respaldo (SBO). Dos situaciones deberán ser consideradas en estos análisis:

- LOOP + Pérdida de las fuentes “normales” de respaldo (generadores diesel divisionales)
- LOOP + Pérdida de las fuentes “normales” de respaldo + pérdida de cualquier otra fuente diversa de respaldo

Para cada una de estas dos situaciones el titular debe:

- Proporcionar información sobre la capacidad de las baterías y su duración
- Proporcionar información sobre las medidas previstas en el diseño para estas situaciones
- Indicar por cuánto tiempo la central puede soportar un SBO sin ningún apoyo externo antes de que el daño grave al combustible sea inevitable
- Indicar los apoyos externos previstos para prevenir el daño al combustible. Los apoyos pueden ser mediante equipos ya presentes en el emplazamiento como equipos de otras unidades, o equipos externos, centrales eléctricas situadas próximas al emplazamiento (por ejemplo, centrales con turbinas de gas o hidroeléctricas) que pueden ser alineadas a través de una conexión directa “dedicada”. Se pide especificar el tiempo necesario para poder contar con cada uno de los sistemas anteriores y la disponibilidad de recursos humanos competentes para realizar estas conexiones, dado su carácter excepcional
- Identificar las posibles “situaciones límite” que podrían producirse, y cuándo ocurrirían, indicando las medidas adicionales que podrían ser incorporadas para evitar sus efectos o para aumentar la robustez de la planta: modificaciones de sistemas, modificación de procedimientos, disposiciones organizativas, etc

c) Pérdida del sumidero final de calor (UHS) principal. Se considera que se pierde el UHS principal para todas las funciones de seguridad y de no seguridad. Además se considera que el emplazamiento permanece aislado durante 72 horas respecto de la posibilidad de suministro de material pesado por carretera, ferrocarril o vías de agua, aunque los equipos portátiles ligeros podrían llegar al emplazamiento a partir de las 24 horas del inicio del evento. Se deberá proporcionar una descripción de las provisiones existentes en el diseño para evitar la pérdida total del UHS. Por ejemplo, tomas diversas de agua para el UHS principal en diferentes lugares, uso de un UHS alternativo, etc. Dos situaciones deberán ser consideradas:

- Pérdida del sumidero final de calor (UHS) principal; es decir, pérdida del acceso al agua del río o del mar
- Pérdida del sumidero final de calor (UHS) principal y, si existe, del alternativo.

Para cada una de estas situaciones, el titular deberá:

- Indicar por cuánto tiempo la central podría soportar la situación sin ayuda externa antes que el daño grave al combustible sea inevitable
- Proporcionar información sobre las provisiones existentes en el diseño para estas situaciones
- Indicar las acciones apoyadas en equipos externos que están previstas para prevenir el daño al combustible, mediante equipos presentes en el emplazamiento; por ejemplo, equipos de otra unidad, equipos externos disponibles. Se deben considerar los tiempos necesarios para que estos sistemas puedan estar operativos y la disponibilidad de recursos humanos competentes para realizar las acciones necesarias, dado su carácter excepcional
- Identificar las posibles “situaciones límite” que podrían producirse, y cuándo ocurrirían, indicando las medidas adicionales que podrían ser incorporadas para evitar sus efectos o para aumentar la robustez de la planta: modificaciones de sistemas, modificación de procedimientos, disposiciones organizativas, etc.

d) Pérdida del UHS principal simultánea con SBO. El titular deberá proporcionar la siguiente información:

- Indicar por cuánto tiempo la central puede soportar una pérdida del UHS "principal" simultánea con un SBO, sin ningún apoyo externo, y antes de que el daño severo al combustible sea inevitable
- Indicar las acciones externas que están previstas para prevenir el daño al combustible: equipos presentes en el emplazamiento; equipos externos disponibles, tiempos necesarios para que estos sistemas puedan estar operativos, disponibilidad de recursos humanos competentes para realizar las acciones necesarias, dado su carácter excepcional
- Identificar las posibles “situaciones límite” que podrían producirse, y cuándo ocurrirían, indicando las medidas adicionales que podrían ser

incorporadas para evitar sus efectos o para aumentar la robustez de la planta: modificaciones de sistemas, modificación de procedimientos, disposiciones organizativas, etc.

Seguidamente se resumen los resultados de los análisis realizados por las centrales españolas resistencia en relación con las condiciones accidentales de pérdida de funciones de seguridad antes descritas.

Se han analizado las alimentaciones eléctricas disponibles en cada una de las centrales y las interconexiones con la red exterior existentes, concluyendo que tienen una alta robustez y fiabilidad. Los procedimientos del operador de la red eléctrica dan prioridad a la alimentación a las centrales nucleares y disponen de alimentación preferente desde centrales hidráulicas cercanas. En caso de pérdida de energía eléctrica exterior, las centrales disponen de alimentación a los sistemas de salvaguardias mediante generadores diesel de emergencia, que cumplen los requisitos de redundancia y separación física requeridos por la normativa. La autonomía de estos generadores diesel es de al menos 7 días. Las características anteriores forman parte de las bases de diseño de las centrales y han sido objeto de evaluación e inspección en los procesos habituales de supervisión del CSN.

Para una situación de pérdida total de alimentación eléctrica de corriente alterna interior y exterior, (SBO de larga duración), se ha analizado la secuencia de sucesos y las funciones de seguridad requeridas, especificando las situaciones límite y tiempos en que se produciría la degradación del núcleo o la pérdida de integridad de la contención, considerando solamente los equipos actualmente existentes en las plantas. Los titulares han propuesto diversas medidas de mejora para hacer frente al suceso citado, lo que permitiría a todas las centrales cumplir el criterio de mantener la autonomía durante las primeras 24 horas con los equipos disponibles en la instalación, ampliables hasta 72 horas con apoyo de equipos exteriores. Las propuestas más relevantes son:

- Medidas para asegurar la alimentación de corriente continua a los controles de sistemas y a la instrumentación de vigilancia necesarios para gestionar las condiciones de seguridad de la planta en tal situación.
- Asegurar la operabilidad de la Sala de Control principal, y de la sala de gestión de emergencias de la central en condiciones de SBO, incluyendo el caso de pérdida de la corriente continua.
- Pruebas periódicas de recuperación del suministro eléctrico exterior a partir de centrales hidráulicas cercanas al emplazamiento.
- Diversas medidas de refuerzo con equipos autónomos (generadores diesel, motobombas).
- En emplazamientos con varias unidades, debe mejorarse la capacidad de respuesta para hacer frente a dichas condiciones mediante entrenamiento adecuado del personal y disponibilidad de suficientes equipos alternativos autónomos de suministro.
- Creación de un centro de apoyo centralizado para situaciones de emergencia, capaz de acudir a las centrales dentro de un tiempo máximo de respuesta de 24 horas.

Adicionalmente a estas propuestas, se ha considerado la viabilidad de medidas alternativas para reforzar las capacidades de refrigeración del núcleo y de mantenimiento de la integridad de la contención. Las medidas propuestas contribuirán a reforzar la capacidad de respuesta de las centrales frente a sucesos extremos de pérdida total de alimentación eléctrica de larga duración. Algunas de estas medidas son:

- Desarrollar la inyección alternativa mediante motobombas portátiles diesel, al sistema primario, al secundario de los GV, y a la cavidad del reactor. Inyección alternativa la piscina de combustible gastado. Desarrollo de procedimientos de inyección considerando factores como la química del agua, la posible recriticidad, y el control del pH.
- Reforzar la capacidad de inyección al reactor a alta presión, incluyendo la posible utilización del sistema HPCI en manual, esto es, considerando la pérdida de las fuentes de corriente continua de la central. Mejoras encaminadas a aumentar la fiabilidad del Condensador de Aislamiento, (Central BWR-3)
- Reforzar la capacidad de inyección al reactor a alta presión, incluyendo la posible utilización del sistema RCIC en manual, esto es, considerando la pérdida de las fuentes de corriente continua de la central (Central BWR-6).
- Desarrollar alternativas a la apertura del venteo de contención para estabilizar las condiciones en la contención en una situación de pérdida de todas las fuentes existentes de energía eléctrica de corriente alterna con dificultades de evacuación del calor de la piscina de supresión (BWR)
- Analizar la capacidad de cierre de la contención ante un accidente con pérdida total de energía eléctrica en aquellos casos en los que su integridad al inicio del accidente no esté establecida (tanto en situaciones a potencia como en parada)
- Incorporar dos nuevas motobombas portátiles para la reposición del sistema de agua de alimentación de emergencia, y cualificar frente a terremotos el procedimiento de “feed and bleed” del secundario (PWR de diseño alemán).
- Disponer de Fuentes portátiles de energía, e instrumentación alternativa independiente para la gestión de accidentes

Además de los supuestos anteriores y más allá del alcance establecido en las especificaciones de ENSREG, que sólo requerían valorar el tiempo de autonomía de las baterías, los titulares han analizado las posibles actuaciones en el caso de la pérdida de corriente continua. Para ello, se han considerado las posibilidades existentes de mantener la planta en condición estable mediante acciones manuales locales. Las condiciones ambientales de temperatura o radiación en las salas en que están ubicados algunos equipos podrían dificultar dichas actuaciones manuales, por lo que se requerirán justificaciones individuales o la realización de pruebas que aseguren la viabilidad de las maniobras.

Los titulares han analizado las características del sumidero final de calor y las situaciones que podrían dificultar o impedir su correcto funcionamiento. Se han analizado los sistemas disponibles para mantener las funciones de protección de las barreras de seguridad y los tiempos disponibles para recuperar el sumidero de calor antes de producirse el daño al núcleo.

Los análisis realizados concluyen que las consecuencias de las secuencias accidentales de pérdida del sumidero final de calor están englobadas y son menos graves que las consecuencias de la pérdida total del suministro de CA (SBO) y que las medidas establecidas para reforzar la respuesta a situaciones de SBO también cubrirían la respuesta a situaciones de pérdida del sumidero final de calor. Adicionalmente, la central que cuenta como sumidero final de calor el río Ebro deberá implantar las modificaciones de diseño necesarias para reforzar la capacidad de la estructura de toma para mantener su operabilidad en caso de sucesos como la rotura de una tubería de agua de circulación. Implantar las modificaciones de diseño necesarias para disponer de diversos puntos de toma para captar agua de refrigeración del río Ebro mediante los nuevos equipos portátiles previstos.

También han analizado los sucesos de pérdida del sumidero final de calor coincidente con pérdida total de energía eléctrica, concluyéndose que las consecuencias de esta secuencia son equivalentes a las consecuencias de las secuencias consideradas separadamente. Por ello, del análisis de la secuencia combinada no se deduce ningún factor de riesgo adicional y las mejoras propuestas serían por el análisis de las secuencias separadas serían aplicables a este caso.

LA REVISIÓN DE LOS NIVELES DE REFERENCIA DE WENRA

WENRA es la Asociación de Organismos de Reglamentación Nuclear de los países de la UE con plantas de energía nuclear y Suiza. Los términos de referencia de WENRA originales fueron firmados el 04 de febrero 1999. WENRA es una red técnica independiente de la política. No es parte de la estructura de la UE. Está considerado como el centro europeo de competencia para la Seguridad Nuclear, y el apoyo técnico del ENSREG. WENRA desarrolló la definición técnica de las “pruebas de resistencia europeas”.

Un objetivo básico de WENRA es la armonización de los requisitos de seguridad nuclear para los reactores existentes en la UE. Para ello, WENRA publica “niveles de referencia” de seguridad para los reactores ya existentes, así como criterios para nuevos reactores. Los niveles de referencia son normas que se han acordado por los miembros de WENRA y que establecen la referencia para un nivel aceptable de seguridad nuclear en varios temas.

Conforme a lo solicitado por WENRA, su Grupo de Trabajo de Armonización de Reactores (RHWG) está realizando la revisión de la versión de 2008 de los niveles de referencia de WENRA (Safety Reference Levels, SRL) para las

centrales ya existentes, a la luz de las lecciones aprendidas en el accidente Fukushima.

La versión revisada de los niveles de referencia ha sido aprobada inicialmente por WENRA en noviembre de 2013, para comentarios, y ha pasado la fase de comentarios por las organizaciones afectadas. Esta revisión ha abarcado el conjunto de niveles de referencia, tomando en consideración las recomendaciones y sugerencias publicadas por ENSREG como resultado de los stress tests, así como la nueva norma de seguridad del OIEA SSR-2/1 (Ref. 1) publicada en 2012.

El título del tema F de los niveles de referencia (Extensión del Diseño de los Reactores Existentes), se ha cambiado para introducir el término “Condiciones de extensión de diseño” por coherencia con el estándar OIEA SSR-2/1.

Los niveles de referencia del tema F se han modificado y ampliado considerablemente (Ref. 12) para incluir, en las llamadas condiciones de extensión del diseño (DEC), requisitos adicionales para

- Garantizar la seguridad del almacenamiento del combustible gastado en DEC
- Expresar claramente si los requisitos son aplicables a accidente severo (DEC-B) o para accidentes que no impliquen un accidente severo (DEC-A)
- Aclarar la forma en que se abordarán en el análisis de seguridad de las centrales los análisis de las condiciones de extensión del diseño
- Garantizar la calificación y la operatividad de los equipos móviles previstos para gestionar DEC
- Garantizar la gestión adecuada de DEC en emplazamientos con varios reactores.
- Garantizar que se dispone de sumideros de eliminación del calor residual independientes y diversos. Uno de ellos deberá ser efectivo para sucesos externos más graves que los determinados en la base de diseño
- Garantizar la disponibilidad de la instrumentación, de la energía eléctrica y de la Sala de Control para poder gestionar DEC.

REFERENCIAS

- 1) IAEA Safety Standards. Safety of Nuclear Power Plants: Design. SSR-2/1. Specific Safety Requirements.
- 2) Individual Plant Examination for Severe Accident Vulnerabilities - 10 CFR 50.54(f) (Generic Letter No. 88-20)
- 3) U.S. Nuclear Regulatory Commission, "Amendments To 10 CFR 50 Related to Anticipated Transients Without Scram (ATWS) Events," SECY-83-293, July 19, 1983.
- 4) NUREG-1780 Regulatory Effectiveness of the Anticipated Transient Without Scram Rule

- 5) RSK Guidelines for Pressurized Water Reactors, 3rd Edition of 14 October 1981, amended 1982, 1984 and 1996
- 6) Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants (NUREG-75/014),
- 7) NUREG-1032. Evaluation of Station Blackout Accidents at N.P.P
- 8) USNRC Regulatory Guide 1.155 Station Blackout**
- 9) Nuclear Management and Resources Council, "Guidelines and Technical Bases for NUMARC Initiatives Addressing Station Blackout at Light Water Reactors," NUMARC-8700, November 1987
- 10) Memoria explicativa de las pruebas de resistencia que deben realizar las centrales nucleares de acuerdo con los criterios definidos por WENRA y ENSREG. CSN, 2013
- 11) Memoria explicativa de la segunda Instrucción Técnica Complementaria correspondiente a las pruebas de resistencia para las centrales nucleares españolas. CSN, 2013.
- 12) WENRA safety reference levels for existing reactors. update in relation to lessons learned from TEPCO Fukushima Dai-ichi accident. Issue F: Design Extension of Existing Reactors. Draft, noviembre 2013.**