

Análisis de un accidente de rotura de tubos en el generador de vapor (SGTR) mediante la utilización del simulador gráfico interactivo de Zorita (SGIZ)

Santiago Sánchez-Cervera¹, David Piedra, Gonzalo Jiménez y Diana Cuervo
Departamento de Ingeniería Nuclear, Universidad Politécnica de Madrid
José Gutiérrez Abascal nº2, 28006, Madrid. España

RESUMEN

En el año 2008 la Universidad Politécnica de Madrid y la empresa Gas Natural Fenosa firmaron un acuerdo por el que se creaba el Aula José Cabrera en el Departamento de Ingeniería Nuclear de la UPM. Dicho aula cuenta con el simulador gráfico interactivo de la central nuclear José Cabrera, que es un simulador de alcance total de una central nuclear PWR de un lazo.

El objetivo de la ponencia es demostrar la gran aplicación didáctica que tiene dicho aula. El simulador es una herramienta de uso interactivo para trabajo individual o en grupo con los alumnos. Dentro de la asignatura de “Fiabilidad y Análisis del Riesgo” del Máster Ciencia y Tecnología Nuclear de la ETSII-UPM, se propuso la realización de un árbol de eventos para un accidente propuesto por los alumnos. El trabajo que se presenta en esta ponencia ha consistido en el análisis del accidente de rotura de tubos en el generador de vapor usando el simulador gráfico interactivo.

Para ello ha habido que elaborar un diagrama de sucesos y los diferentes árboles de fallo. Es decir, un APS nivel 1 simplificado para este accidente con la particularidad de que los alumnos han realizado “in situ” en el simulador los ensayos para medir tiempos de entrada en funcionamiento de los sistemas y las disponibilidades de los componentes.

En la ponencia se analiza el desarrollo del accidente, mostrando diferentes pantallas que permiten la visualización de los distintos sistemas de la planta y su interacción entre sí. Siguiendo los pasos del POE (Procedimientos de Operación de Emergencia) se va actuando en tiempo real sobre diferentes componentes hasta llevar la central a condiciones en las que pueda entrar el sistema de evacuación del calor residual. Durante el curso de dichas simulaciones se comprueba in situ los criterios de éxito para los distintos sistemas en función de sus tiempos de actuación.

¹ santiago@din.upm.es

EL AULA JOSÉ CABRERA

En abril de 2008 se firmó el convenio de colaboración entre Unión Fenosa (hoy Gas Natural-Fenosa) y la Universidad Politécnica de Madrid para la creación del “**Aula José Cabrera-UNIÓN FENOSA**”, dedicada a formar profesionales en el ámbito de la tecnología nuclear y, en concreto, de la tecnología de operación de las Centrales Nucleares. El Aula, ubicada en el **Departamento de Ingeniería Nuclear (DIN)**, ha sido dotada con el **Simulador Gráfico Interactivo de Zorita (SGIZ)**.

Unión Fenosa donó a la UPM esta instalación, realizando su traslado y puesta a punto con la asistencia de Socoin y empezando su utilización en la nueva ubicación en octubre de 2008. En cuanto a la asistencia técnica para su uso, se contó inicialmente con la realización de un curso que fue impartido por un instructor de operadores de Socoin, y que se mantiene con una asistencia periódica para consultas puntuales.

El SGIZ se trata de un **simulador de alcance total de central PWR de un lazo**, que suministra al usuario un conocimiento exacto del estado de la planta, y que al tratarse de un simulador de ingeniería posee unas características eminentemente didácticas. Es una herramienta de *hardware-software* de uso interactivo para trabajo individualizado o en grupo que permite la **actuación en tiempo real de los diferentes componentes** que configuran los sistemas de la central, interaccionando directamente sobre los monitores en lugar de hacerlo en la instrumentación que existiría en los paneles de la sala de control.

Cuenta con tres **paneles de alarmas**, correspondientes a parámetros del circuito primario, secundario y condiciones de post-accidente. Se representan en pantallas los sistemas más importantes de la central. Cada pantalla muestra los **diagramas de los componentes del sistema** e indicadores digitales que visualizan el valor de las variables del proceso. Con ello se permite la **visualización e interacción con los distintos sistemas de planta**. Asimismo el simulador dispone de funciones para interferir en su funcionamiento normal, permitiendo por tanto simular tanto condiciones de operación normal como accidentes y transitorios.

Dada la gran aplicación didáctica del Aula José Cabrera, en ella se realizan prácticas de diferentes asignaturas impartidas por el DIN, como Centrales Nucleares y Seguridad Nuclear de la titulación de Ingeniero Industrial. También puede ser empleado para la realización de trabajos por parte de los alumnos, como es el caso de esta ponencia, donde los alumnos lo utilizaron para la elaboración de un trabajo en grupo dentro de la asignatura “Fiabilidad y Análisis del Riesgo” correspondiente al Máster de Ciencia y Tecnología Nuclear.

En dicho trabajo se proponía la realización de un árbol de eventos para un accidente propuesto por los alumnos, que en este caso ha sido la rotura de tubos en el generador de vapor, para lo cual ha habido que elaborar los diferentes árboles de fallo, con la particularidad de que los alumnos han realizado en el propio simulador ensayos para medir tiempos de entrada en funcionamiento de sistemas y disponibilidad de los componentes.



Figura 1: Imagen del aula José Cabrera

DESARROLLO DEL ACCIDENTE

El accidente que se estudia es la rotura completa de un solo tubo del generador de vapor. Se supone que el accidente tiene lugar a potencia y con el refrigerante del reactor contaminado por los productos de fisión correspondientes a la operación continua y con la actividad base de diseño del refrigerante del reactor. El accidente provoca un aumento de las actividades en el sistema secundario debido a las fugas del refrigerante radiactivo del Sistema de Refrigeración del Reactor (RCS).

Dado que el material de los tubos del generador de vapor es Inconel, que es un material muy dúctil, se considera que la hipótesis de una rotura total es conservadora. La forma más probable de fallo del tubo sería una o más grietas menores de origen indeterminado. La actividad en los sistemas de vapor y de conversión de energía está sometida a una vigilancia continua y no se permite durante la operación de la central una acumulación de fugas que exceda de los límites establecidos.

Suponiendo una operación normal de los diversos sistemas de control de la central, la rotura de un tubo inicia la siguiente secuencia de sucesos:

- a) Se accionan las alarmas de baja presión y bajo nivel en el presionador y aumenta el caudal de la bomba de carga, en un intento de mantener el nivel del presionador. En el lado secundario, hay un desajuste entre el caudal de vapor y el caudal de agua de alimentación antes del disparo, al reducirse el caudal neto de agua de alimentación al generador de vapor debido al caudal que sale por la rotura.
- b) La pérdida continuada del inventario del refrigerante del reactor da lugar a una señal de disparo del reactor originada por la señal de baja presión en el presionador. El enfriamiento de la central que sigue a un disparo del reactor produce un rápido cambio en el nivel del presionador, y la señal de inyección de seguridad, iniciada por la baja presión en el presionador, aparece poco después del disparo del reactor.

- c) El monitor de radiación de la descarga de la bomba de vacío del condensador y el monitor de radiación de la purga del generador de vapor hacen funcionar la alarma, indicando un rápido aumento de la radiactividad en el sistema secundario.
- d) El disparo del reactor produce automáticamente el disparo de la turbina y, si hay energía eléctrica exterior disponible, la válvula de descarga de vapor se abre, permitiendo la descarga de vapor al condensador. En caso de coincidencia con una pérdida de las alimentaciones eléctricas exteriores la válvula de descarga de vapor se cierra automáticamente para proteger al condensador. La presión en el generador de vapor aumenta rápidamente, dando lugar a una descarga de vapor a la atmósfera a través de las válvulas de seguridad y/o alivio del generador de vapor.
- e) El caudal de inyección de seguridad de agua borada (suministrado desde el tanque de almacenamiento de agua de recarga) proporciona un sumidero de calor que absorbe parte del calor de desintegración. De esta forma, el caudal de alivio al condensador se atenúa durante el periodo de tiempo requerido para llegar a un estado en que pueden cesar los alivios de vapor.
- f) El caudal de inyección de seguridad da lugar a un aumento del nivel de agua en el presionador. El instante en el que el operador puede apreciar claramente la restauración del nivel en el presionador, después del disparo, depende de los equipos auxiliares que estén en operación.

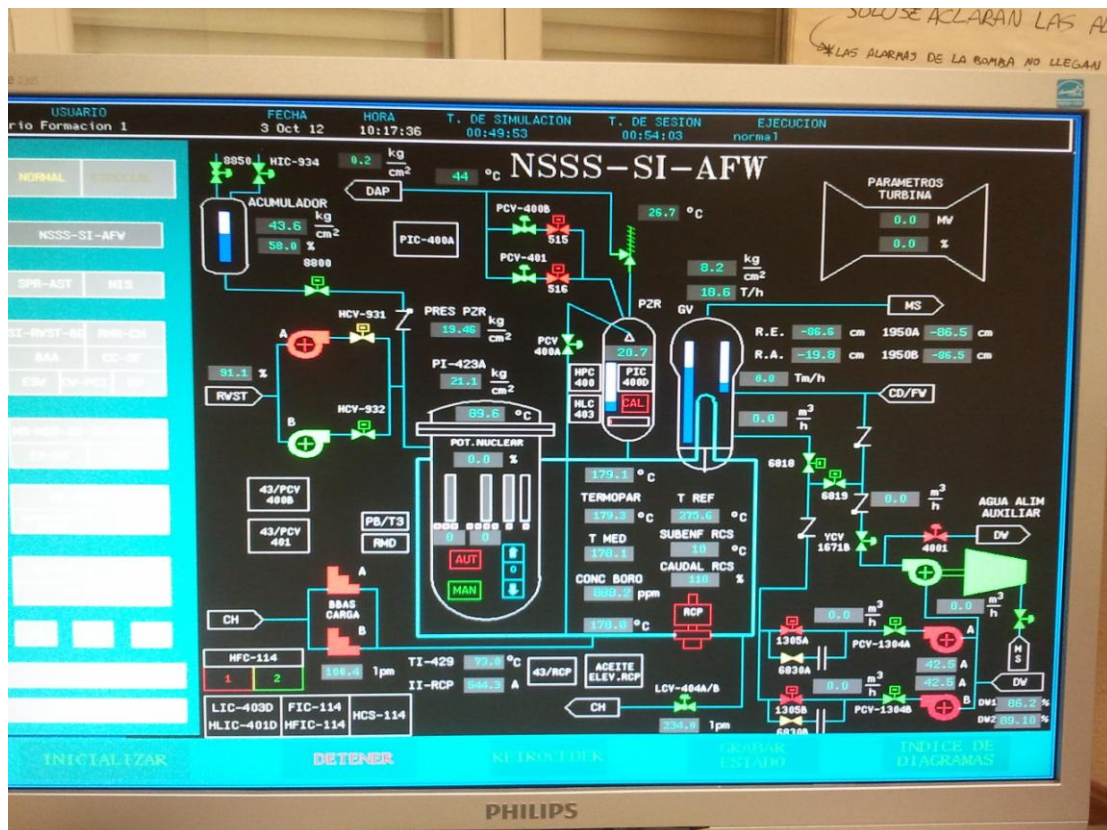


Figura 2: Pantalla del simulador donde se representa el circuito primario

A continuación vamos a describir los pasos que debe seguir el operador en este accidente, siguiendo para ello las instrucciones existentes en los Procedimientos de Operación de Emergencia (POE). El fin principal es reducir el caudal a través de la rotura entre el primario y el secundario, mediante la reducción de la diferencia de presiones entre ambos lados. El objetivo final es llevar la planta a las condiciones en las que pueda entrar el sistema de evacuación del calor residual (RHR).

Una vez producido el disparo de reactor el operador ha de seguir el **POE E-0**, correspondiente a ese suceso. En dichos procedimientos se establecen como pasos iniciales la verificación del disparo del reactor, del disparo de turbina, la alimentación de barras de emergencia de corriente alterna y la actuación de la inyección de seguridad. En el paso número 5 nos encontramos con la instrucción “Comprobar Ausencia de Rotura de Tubos en el Generador de Vapor” mirando para ello el nivel de radiación en el eyector del condensador y en la purga del generador de vapor. Al obtener como respuesta un nivel que no es el normal el operador debe irse al **POE E-3**.

El primer paso de este POE E-3 consiste en **disparar la bomba principal (RCP) en el caso de tener un subenfriamiento negativo**, para evitar su cavitación. A continuación se debe **verificar que la válvula de aislamiento de vapor principal (entrada a la turbina) y la de suministro de vapor a la turbobomba están cerradas**.

A continuación el POE solicita **comprobar el nivel del GV**, y determina que cuando éste sea superior a **-95 cm en el rango estrecho se aisle el GV**, cerrando para ello las válvulas de aislamiento del sistema de alimentación auxiliar (AFW) y las de aislamiento y control de agua de alimentación. Éste paso es de vital importancia, y la rapidez en que se haga puede determinar consecuencias finales de suma relevancia como el hecho de si el GV se inundará o no. Sobre la variación del nivel del GV hemos de aclarar lo siguiente: al producirse la rotura del tubo, y con motivo de la propia fuga de refrigerante se produce un aumento continuado del nivel. Al producirse el disparo del reactor, la válvula de control de agua de alimentación se cierra, no totalmente, pero sí muy significativamente pasando de un caudal inicial de agua al GV de 915 Ton/h a 53 Ton/h. Debido a este cambio súbito de caudal en el foco frío que es el GV, y mantener las temperaturas del circuito primario **se produce una bajada muy importante en el nivel**. Por eso en el POE ya en el paso 3 indica al operador que vigile la evolución del nivel. **El nivel va a ir recuperándose por sí solo debido a la fuga de refrigerante, por eso conviene aislarlo aún cuando su nivel sea bajo, para luego no inundarlo**.

Seguidamente, y tras realizar unas comprobaciones en las válvulas de alivio del PZR, en el paso 6 se presenta la siguiente instrucción: “**Iniciar o continuar enfriamiento del sistema del refrigerante del reactor (RCS) hasta la condición de parada fría**”. Se nos marca pues el objetivo final a alcanzar: alcanzar condiciones de parada fría, para lo cual antes hay que llegar a **condiciones RHR** (condiciones a las que puede entrar el sistema de evacuación del calor residual).

Para llevar a cabo este paso hay que producir una **despresurización del secundario**, expulsando a la atmósfera mediante apertura de las válvulas de alivio.

Con el circuito secundario despresurizándose, la siguiente etapa consiste en **enfriar el circuito primario y despresurizarlo**, para tratar de igualar presiones y parar la fuga en el GV. Para ello, lo primero que hay que hacer es **rearman los trenes del sistema de inyección de seguridad** para poder volver a actuar sobre los componentes, ya que al haberse puesto en marcha por nivel bajo de presión en el primario no se permite actuar sobre sus componentes, para evitar su

desconexión por error. **El rearme se hace en el panel del sistema de protección del reactor (SPR). Las bombas de carga del sistema de control químico y volumétrico (CH) se configuran para que su aspiración sea desde el RWST** e introducir más agua fría al primario, configuración posible en esta central.

El enfriamiento y despresurización del primario se hace jugando con los tres sistemas siguientes: PORV (válvulas de alivio del PZR), SI (sistema de inyección de seguridad) y ducha del PZR. El enfriamiento y despresurización tiene que hacerse garantizando en todo momento un subenfriamiento positivo, para evitar la formación de burbujas de vapor en el primario, especialmente en el núcleo. Una opción muy rápida para despresurizar y recuperar el nivel del PZR sería abrir el PORV, lo que provoca una súbita bajada de presión, pero como la temperatura no es afectada por esta acción pasa a ser una temperatura muy superior a la de saturación para esa presión nueva y tenemos un subenfriamiento negativo. La temperatura se controla con el grado de apertura de las válvulas del SI, que cuanto más abiertas estén más rápido se enfriará el núcleo pero la presión será más elevada.

En el POE en el paso 18 ordena que se disminuya la presión del RCS para recuperar el nivel del PZR mediante la apertura de la ducha y una válvula de alivio del PORV. Cuando el nivel del PZR sea superior al 77% o el subenfriamiento del RCS sea inferior a 28°C se debe detener la acción.

Asimismo, para evitar una subida innecesaria de presión en el paso 20 se indica la necesidad de **aislar el acumulador del SI, siempre y cuando el subenfriamiento sea positivo y el nivel en el PZR sea mayor del 12%**, para evitar que cuando la presión del RCS sea 45 kg/cm² no descargue el acumulador. En el siguiente paso se comprueba la necesidad de **reducir el caudal del SI**. Bajo las mismas condiciones que para aislar el acumulador, se para una de las dos bombas del sistema, y la válvula de descarga de la restante bomba se estrangula hasta que el subenfriamiento sea inferior a 5.5°C. Si en algún momento éste último se hace negativo o el nivel del PZR disminuye del 12% entonces se aumentará el caudal del SI. Si la evolución es normal, se irán repitiendo sucesivamente estos procesos de abrir ducha y/o PORV, aumentar caudal del SI (ya que seguramente en esta última acción el subenfriamiento habrá descendido momentáneamente de 0°C), y estrangular válvula del SI una vez recuperado.

Por tanto, “jugando” con estos sistemas se va avanzando hasta que el POE nos indica que se compruebe la posibilidad de poner en servicio el sistema RHR, para lo cual la **temperatura del RCS** debe ser **inferior a 190°C** y la **presión** del mismo **inferior a 24 kg/cm²**. Con el RHR operativo damos por concluido el accidente, ya que este sistema nos llevará a condiciones de parada fría.

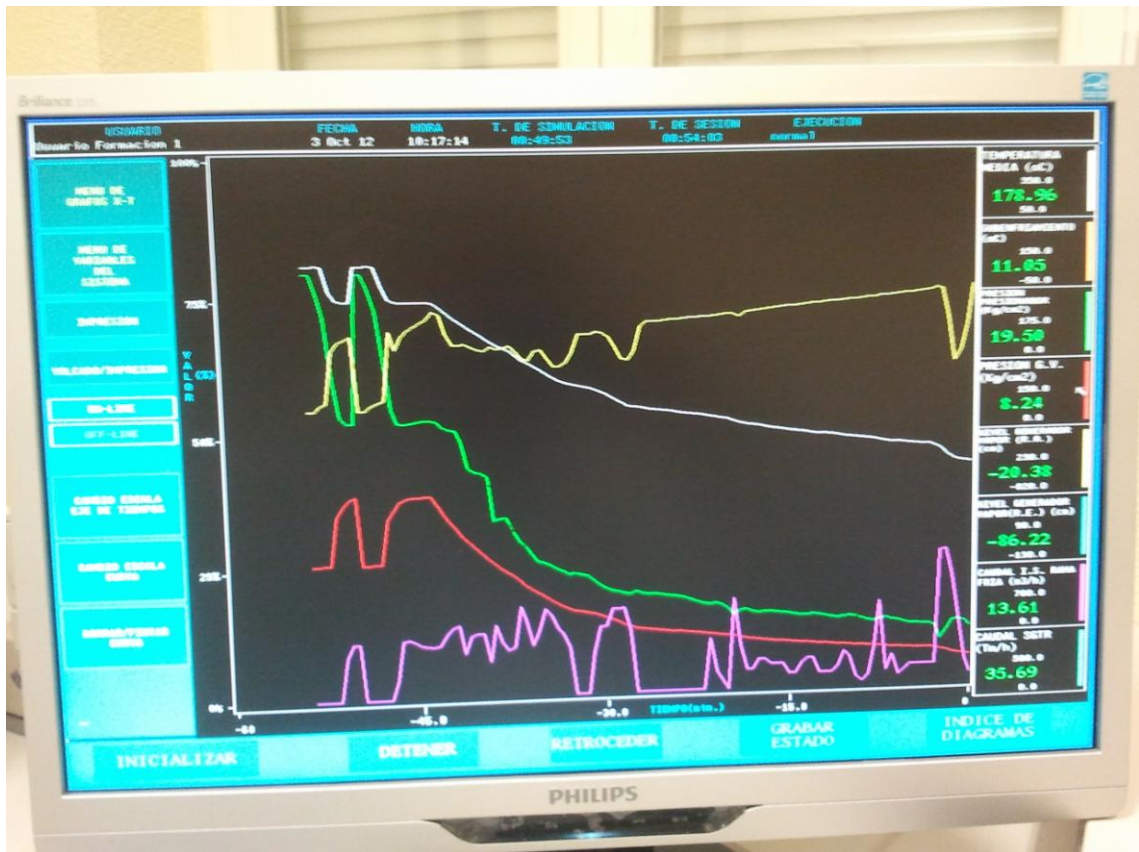


Figura 3: Gráfica que muestra la evolución de los diferentes parámetros: en amarillo nivel del GV en rango ancho; en blanco temperatura media del primario; en verde presión en el presionador; en rojo presión en el GV y en morado caudal del SI a rama fría

CONCLUSIONES

El trabajo expuesto en esta ponencia ha consistido en la utilización del SGIZ para llevar a cabo un trabajo de la asignatura “Fiabilidad y análisis del riesgo” del Máster de Ciencia y Tecnología Nuclear de la UPM. Dicho trabajo ha consistido en el análisis de un accidente de rotura de tubos en el generador de vapor, lo que provoca una fuga de refrigerante del circuito primario al secundario.

En el desarrollo de este análisis se han seguido los pasos previstos en los procedimientos de operación de emergencia, interactuando en tiempo real con los diferentes sistemas intervinientes en las pantallas correspondientes del simulador. Asimismo se han obtenido gráficas con el propio módulo correspondiente del simulador para mostrar la evolución de algunos parámetros a lo largo del accidente tales como temperatura media, presión del presionador, nivel de subenfriamiento o niveles en el generador de vapor.

El SGIZ constituye una herramienta docente muy útil y positiva que permite la realización de trabajos individualizados o en grupo y que facilita a los alumnos la actuación sobre todos los sistemas de la central, contribuyendo a mejorar su formación de una manera amigable sobre el funcionamiento de una planta nuclear.