

Fukushima: el accidente severo

L.E. Herranz y M. García Martín

El escenario desencadenado por el terremoto y posterior *tsunami* que desoló las costa noreste de Japón el 11 de marzo de 2011, constituye el accidente severo más complejo sufrido jamás por un reactor comercial de agua ligera. El presente artículo describe la evolución genérica de fenómenos que ocurrieron en las unidades 1-3 de la central nuclear de Fukushima-1. Asimismo, mediante los análisis realizados por el Ciemat, se ofrece una interpretación tentativa de algunos hechos cruciales, como el transporte de H_2 hasta el edificio del reactor y su deflagración y la atenuación del término fuente en las piscinas de relajación de presión. Para concluir, y tras enunciar algunos aspectos en discusión puestos de manifiesto por Fukushima, los autores invitan al lector a mirar hacia Fukushima y hacia la investigación en accidente severo desde una nueva perspectiva.

The scenario caused by the earthquake and subsequent tsunami that hit the North-East coast of Japan on 11 March 2011, is the most complex severe accident ever happened in a commercial Light Water Reactor. This paper describes the generic severe accident evolution in the units 1-3 of Fukushima-1. In addition, through the simulations carried out by CIEMAT, a tentative interpretation of specific key facts is given. Among them: the leak of H_2 to the reactor building, its later explosion or the Source Term attenuation in the suppression pool. To conclude, after introducing some severe accident related open points that Fukushima highlighted, the authors encourage the reader to look at Fukushima and at severe accident research from new perspectives.

INTRODUCCIÓN

El 11 de marzo de 2011, a las 14:46 h. (JST), un terremoto de nivel 9.0 en la escala de Richter azotó la costa noreste de Japón (distrito de Tohoku). Aproximadamente 50 minutos más tarde, una serie de siete olas gigantes alcanzó la costa japonesa; al menos una de ellas tuvo una altura estimada de unos 14 m. Como consecuencia de estos sucesos, se inundaron 561 km², medio millón de edificios residenciales fueron dañados o destruidos y más de cuatro millones de hogares quedaron sin electricidad. Más allá de la tragedia material, el mayor drama fueron las más de 20.000 personas fallecidas y/o desaparecidas.

La región afectada por tales eventos albergaba cinco centrales nucleares con un total de 15 reactores: Higashidori (1), Onagawa (3), Fukushima-1 (6), Fukushima-2 (4) y Tokai-1 (1). Con excepción de la unidad de Higashidori y las unidades 4-6 de Fukushima-1, el resto se hallaba funcionando en el instante del terremoto. De acuerdo con el diseño, la aceleración provoca-

da por los temblores de tierra detuvo los reactores en operación. Bien mediante potencia externa donde permaneció disponible (Tokai, Onagawa y Fukushima-2) o mediante generadores diesel (Higashidori, unidades 5 y 6 de Fukushima-1), la mayoría de los reactores fue llevada a parada fría (i.e., presión atmosférica y temperatura inferior a unos 94 °C). Por el contrario, la ausencia total de suministro eléctrico externo e interno (SBO) causada por terremoto y *tsunami* en las unidades 1-3 de Fukushima-1, impidieron alcanzar el mismo estado; al igual que estos reactores, la refrigeración de las piscinas de almacenamiento de combustible de las unidades 1-4 de Fukushima-1 también se vio comprometida. Es este conjunto de escenarios excepcionales planteados en Fukushima-1 el que será objeto de este trabajo.

Por consiguiente, el presente artículo centra su atención en la secuencia del accidente, desde su origen a sus consecuencias, deteniéndose en aquellos fenómenos que tuvieron una importancia destacable en



LUIS E. HERRANZ

es doctor por la UPM (1996); dirige la Unidad de Investigación en Seguridad Nuclear de CIEMAT, a la que pertenece desde 1987. Sus campos de actuación son accidente severo, termo-mecánica de combustible y sistemas nucleares innovadores.



MÓNICA GARCÍA MARTÍN

DEA por la UPM 2007; incorporada desde 2008 a la Unidad de Investigación en Seguridad Nuclear de CIEMAT, ha llevado a cabo la modelación de escenarios accidentales en LWR y SFR.

su evolución. A pesar de las incertidumbres existentes, se incluyen también los principales avances logrados por la Unidad de Investigación en Seguridad Nuclear del Ciemat en la interpretación del escenario accidental. Finalmente, se incluyen algunas reflexiones que Fukushima ha alimentado en cuanto a los accidentes severos, su investigación y su aplicación en diseños actuales y futuros. Dada la especialización que supone el tema central del artículo, a lo largo del texto se introducen someramente algunos conceptos fundamentales que podrían contribuir a una mejor comprensión del texto.

La necesaria limitación de la extensión de este artículo contrasta con la naturaleza multidisciplinar de un escenario como Fukushima y de las actuaciones inmediatas y diferidas derivadas. Conviene, por tanto, subrayar que quedan fuera del alcance de este artículo aspectos tales como: el plan

			U1	U2	U3	U4	U5	U6
Potencia (MWe)			460	784	784	784	784	1100
Reactor			BWR-3	BWR-4				BWR-5
Contención	Tipo		Mark I					Mark II
	Volumen (m³)	DW	3410	4240				5700
		SC	2620	3160				4100
		SP	1750	2980				3200
Elementos combustible			400	548				744
ECCS			HPCI (1) CS (2)	HPCI (1) CS (2) LPCI (2)				HCPS (1) LPCS (1) LPCI (3)
Otros			IC(2)	RCIC (1)				

Tabla 1. Características de las unidades 1-6 de Fukushima-1.

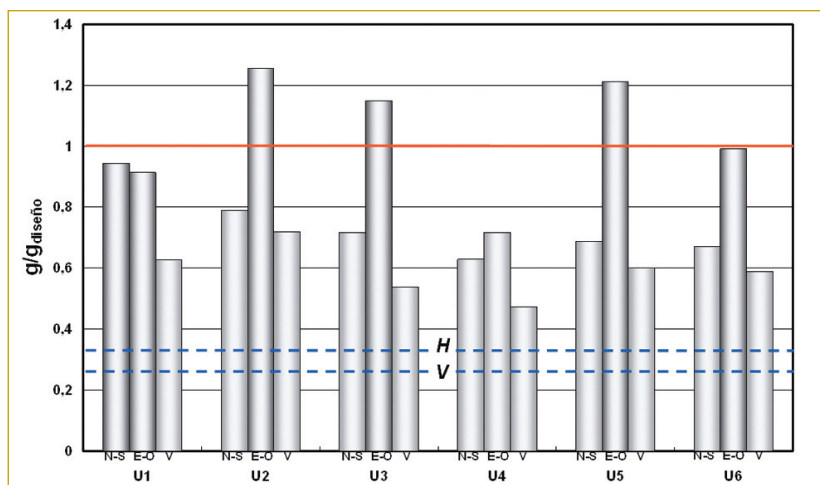


Figura 1. Aceleración del suelo en Fukushima-1.

de estabilización de las unidades dañadas, las consecuencias radiológicas del accidente, las pruebas de resistencia realizadas en todo el mundo, y las implicaciones que el accidente podría tener en el marco internacional de la seguridad nuclear.

DESARROLLO DEL ACCIDENTE SEVERO

La central de Fukushima-1 constaba de seis reactores nucleares en el instante del accidente. Tres de ellos (unidades 1-3) estaban en operación, mientras que los demás (unidades 4-6) se hallaban detenidos para labores de inspección periódica y mantenimiento. A diferencia de las unidades 5 y 6, el combustible de la número 4 había sido extraído del reactor y transferido a la piscina del combustible, alcanzando ésta el 97% de su capacidad.

Escenarios Tecnológicos

Todos los reactores eran del mismo tipo: agua en ebullición y contención de relajación de presión. La Tabla 1 ofrece una síntesis de sus características tecnológicas más relevantes.

Más allá de las diferencias en la potencia y volúmenes de contención, merecen destacarse las referidas a los sistemas de refrigeración del núcleo fuera de operación normal. Mientras que en la Unidad 1 (BWR-3), el denominado condensador de aislamiento (IC) permitía la refrigeración del reactor en caso de aislamiento de las líneas de vapor y ausencia de aprovisionamiento normal de agua al reactor, esta función la ejercía el RCIC en las unidades 2 y 3 (BWR-4). Sin embargo, en lo que a refrigeración de emergencia se refiere, todas ellas (1-3) contaban con un sistema de inyección de alta presión (HPCI), aunque éste parece haber entrado en funcionamiento solo en la Unidad 3. Tanto el RCIC como el HPCI actúan mediante turbo-bombas con apoyo de las baterías de cada unidad. Los demás sistemas del ECCS no intervinieron en Fukushima-1.

Origen

El seísmo ocasionó aceleraciones del suelo en Fukushima-1 cuyos valores superaron los límites establecidos en

el diseño para el apagado rápido de los reactores (i.e., disparo); las unidades 1-3, en operación en aquel momento, se detuvieron inmediatamente. La Figura 1 muestra la razón de las aceleraciones sufridas respecto a la de diseño (NERH, 2011; TEPCO, 2011); además, señala (líneas azules discontinuas) el nivel impuesto para el disparo del reactor. Puede apreciarse que en la dirección Este-Oeste (E-O) se alcanzaron valores superiores a los de diseño en las unidades 2, 3 y 5; no obstante, todas ellas superaron los límites de disparo, tanto en dirección vertical (V) como horizontal (H).

Las líneas de suministro externo de energía eléctrica quedaron destruidas por el terremoto (seis líneas procedentes de tres suministradores distintos), de modo que los generadores diesel de emergencia (12 en el total de las seis unidades) arrancaron y suministraron la energía necesaria a los sistemas de refrigeración. Tras la llegada del *tsunami*, 11 de estos sistemas auxiliares de energía quedaron inutilizados, permaneciendo tan solo uno de ellos (perteneciente a la Unidad 6) operativo. Gracias a él, las unidades 5 y 6 pudieron ser llevadas a condiciones de parada fría segura (20 de marzo de 2011).

Por consiguiente, la indisponibilidad de energía eléctrica a través de las líneas externas y la pérdida de los generadores diesel de emergencia supusieron en las unidades 1-4 la pérdida total de corriente alterna, situación conocida como SBO. En estas condiciones y con el entorno en situación catastrófica, la parada segura de los reactores ha de lograrse mediante componentes independientes de la corriente alterna, como turbo-bombas, y mediante la corriente continua de apoyo aportada por las baterías.

Según se describió anteriormente, las tres unidades en operación (1-3) disponían de sistemas de refrigeración del reactor capaces de realizar su función ante un SBO. Los IC (dos intercambiadores de calor del tipo "tubos-carcasa") entraron en funcionamiento en la Unidad 1 (14:52 h del 11 de marzo); sin embargo, aproximadamente 11 minutos más tarde, fueron desactivados ante el temor de alcanzar tasas de enfriamiento superiores a los 55 °C/h estipulados en los procedimientos de operación. Tras diversas vicisitudes, se cree que uno de los IC entró nuevamente en operación durante siete minutos a las 18:18 h, y posteriormente, a partir de las 21:30 h. No obstante, se sospecha que la degradación del combustible fue anterior incluso a las 18:18 h. del mismo día 11 de marzo.

El caso de los reactores 2 y 3 fue distinto. En ambos el nivel de agua

en el reactor se mantuvo por encima del extremo superior del combustible durante días. Sin embargo, mientras que esa fue la situación en la Unidad 2 durante unas 75 h., en la Unidad 3 apenas sobrepasó la mitad de ese tiempo (aproximadamente 40 h.). En el primer caso, fue el funcionamiento del RCIC el que lo hizo posible; en el segundo, RCIC y HPCI actuaron de modo cuasi-consecutivo, con periodos aproximados de operación en torno a 22 h. y 15 h., respectivamente (entre ambos existió una ventana temporal de unas 2-3 h.).

Evolución

En cualquiera de las tres unidades la situación finalmente planteada fue un desequilibrio térmico en el reactor. La imposibilidad de introducir agua durante un periodo prolongado de tiempo, hizo que se empobrecieran las condiciones de refrigeración del combustible. Su temperatura se elevó progresivamente por efecto del calor de decaimiento. A su vez, los mecanismos naturales de transmisión de calor incrementaron la temperatura del agua hasta alcanzar condiciones de saturación, instante en el cual comenzó la vaporización del agua. El aumento de presión resultante en la vasija provocó la apertura de las válvulas de alivio y seguridad. De este modo, la presión del sistema se mantuvo en valores admisibles, mientras que el vapor de agua era conducido hasta la piscina del pozo húmedo (SP) en condiciones próximas a saturación (285-290 °C), donde condensaba. Como consecuencia, el nivel de agua en los reactores se fue reduciendo, al tiempo que la piscina de relajación de presión se calentaba por la transferencia del calor latente y sensible del vapor de agua.

Una vez iniciado el descubrimiento del combustible, su tasa de calentamiento aumentó por dos motivos principales: el empeoramiento de la refrigeración (menor capacidad refrigerante del vapor de agua) y la generación de calor por la interacción química entre el vapor y el circonio (Zr) de la vaina. A unos 900 °C, con aproximadamente 1/3 del núcleo expuesto al vapor de agua, se originaron los primeros fallos de vainas y los productos de fisión más volátiles comenzaron a liberarse. A pesar de que la reacción $\text{Zr-H}_2\text{O}_v$ comienza con el descubrimiento, su efecto gobierna la excursión de temperatura del combustible al alcanzar aproximadamente unos 1.200 °C. En ese momento su cinética creció significativamente por retroalimentación térmica (ecuación tipo Arrhenius). No obstante, sus consecuencias van más allá de la aceleración del calentamiento

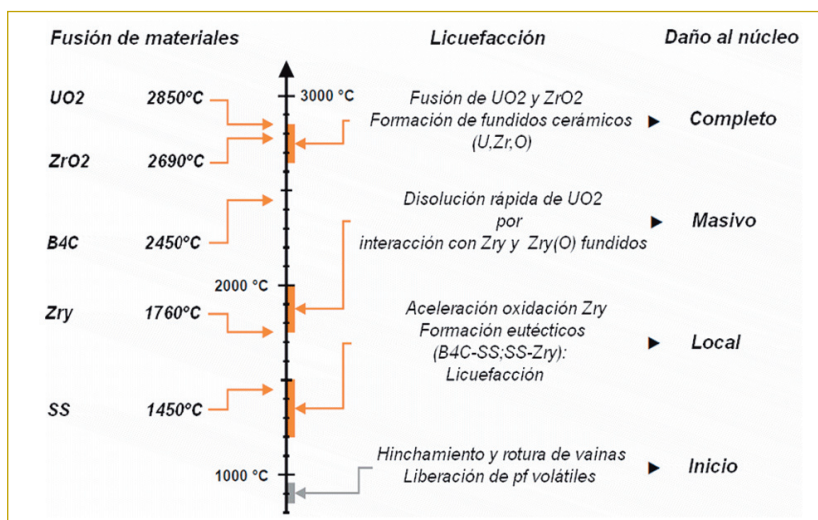
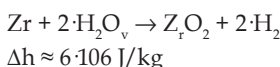


Figura 2. Diagrama térmico de los principales fenómenos de daño al núcleo.

por su naturaleza exotérmica:



Por un lado, las características mecánicas de la vaina se deterioran con la formación del óxido de circonio (ZrO_2). Por otro, se producen dos moles de hidrógeno (H_2) por cada mol de Zr oxidado. Dada la abundancia de circonio en el núcleo del reactor (superior a 30 ton), se generaron cientos de kilos de H_2 .

El ascenso de la temperatura en el núcleo propició las interacciones químicas entre materiales. Así entre 1.300 y 1.500 °C, aproximadamente, las interacciones entre el material de control (carburo de boro, B_4C), el acero inoxidable y el circonio, dieron lugar a la licuefacción de tales materiales por la formación de eutécticos. El daño local originado por estos procesos se agravó aún más al alcanzar temperaturas mayores (1.800-2.000 °C), donde la disolución del propio combustible (UO_2) por los materiales fundidos de la vaina condujo a un daño masivo en el núcleo. En caso de haber seguido aumentando la temperatura al entorno de los 2.700 °C, donde se producirían las fusiones del UO_2 y del ZrO_2 e incluso la formación de fundidos cerámicos (U,Zr,O), el daño al núcleo habría sido próximo al 100%. Esta escalada de daño al núcleo se representa esquemáticamente en la Figura 2 (adaptada de Lewis et al., 2007).

En tanto no se tenga acceso al interior de los reactores, no podrá conocerse certeramente el nivel de daño sufrido en cada caso. No obstante, los análisis realizados parecen indicar un daño masivo en el núcleo de los

tres reactores, con fusión del combustible en todos ellos, aunque probablemente de distinta magnitud. Al menos una parte del fundido podría haberse desplazado al fondo de la vasija de presión. No se descarta el fallo de la zona inferior de la vasija y, por tanto, que una fracción del núcleo fundido, habitualmente llamado *corium*, hubiera podido llegar al DW (Tepco, 2011).

Durante la degradación del combustible, se liberaron masivamente vapores y aerosoles de productos de fisión y de materiales estructurales y de control. Estos fueron arrastrados por el vapor de agua y el hidrógeno hasta la piscina de supresión, donde sufrieron una filtración parcial en vía húmeda (denominada *pool scrubbing* en terminología anglosajona). En otras palabras, la piscina redujo la cantidad de radiactividad que podría haber llegado al pozo seco. La magnitud de esta atenuación se desconoce actualmente; no obstante, las valoraciones realizadas hasta el momento le otorgan un papel decisivo en la disminución del potencial término fuente que podría haber sido emitido desde Fukushima-1. A diferencia del vapor de agua, la naturaleza incondensable del H_2 habría permitido su tránsito a través de la piscina sin reducción alguna de su inventario; la apertura de las válvulas que se hallan en la conexión entre la atmósfera del pozo húmedo y el pozo seco (*vacuum breakers*), habrían propiciado la acumulación de H_2 en dicho recinto.

La llegada al pozo seco de vapor de agua, H_2 y otros gases causó el incremento de su temperatura y presión. Con objeto de evitar un fallo descontrolado de la contención, se

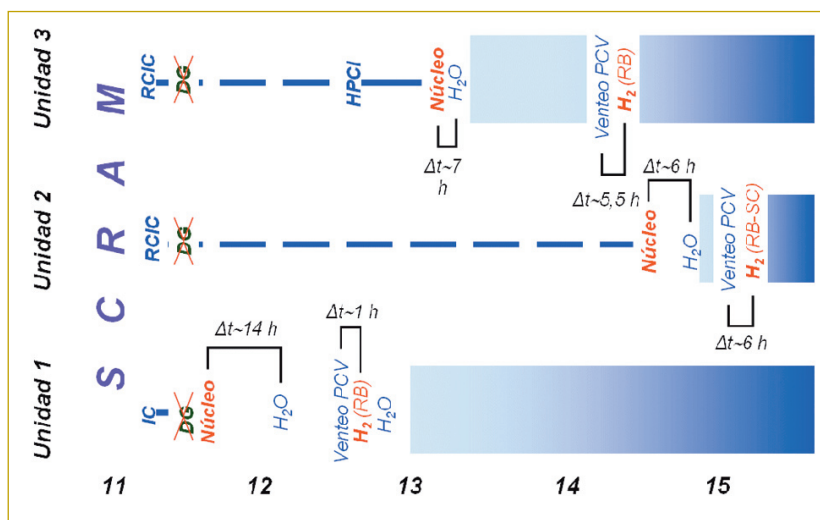


Figura 3. Diagrama temporal de los principales sucesos en Fukushima-1.

	Unidad 1	Unidad 2	Unidad 3
Núcleo*	Inicio de daño a $t > 2,25$ h	Inicio de daño a $t \sim 77$ h	Inicio de daño a $t \sim 44$ h
Vasija	Fallo a $t \sim 5$ h	Fallo a $t \sim 80$ h	Fallo a $t \sim 42$ h
Contención	Fallo a $t \sim 17,5$ h (alta presión)	Fallo a $t > 84$ h (alta presión)	Fallo a $t > 66$ h (alta presión)
Edificio de reactor	Explosión H_2 ($t \sim 24,75$ h)	Explosión en zona inferior ($t \sim 87$ h)	Explosión H_2 ($t \sim 68$ h)
Hidrógeno	~ 1000 kg	~ 800 kg	~ 1000 kg
Yodo**	• desde núcleo $\sim 100\%$ • a medioambiente $< 1\%$	• desde núcleo $\sim 75\%$ • a medioambiente $\sim 6\%$	• desde núcleo $\sim 99\%$ • a medioambiente $\sim 1\%$

* Origen de tiempo 11 de marzo 14:46 h

** Porcentajes de liberación (referidos al inventario en el núcleo en el instante del accidente).

Tabla 2. Resultados de los análisis realizados de Fukushima-1.

procedió al venteo de las tres unidades. La Unidad 1 fue la primera. Dada la sospecha de daño en el núcleo, se efectuó una vez completadas las tareas de evacuación de la población alrededor de la central. Además, las altas dosis de radiación encontradas en el acceso a determinadas válvulas y las dificultades halladas para abrir éstas, demoraron el venteo durante horas (finalmente realizado a unas 24 h. desde el terremoto). En las tres unidades se estima que, previo al venteo, las contenciones habrían estado sometidas a altos niveles de presión y temperatura durante intervalos prolongados de tiempo.

El H_2 acumulado en el pozo seco llegó al edificio del reactor en las unidades 1 y 3 y se produjeron explosiones que causaron daños apreciables en la zona superior del mismo. Ello permitió el contacto directo entre la atmósfera y las piscinas de almacenamiento del combustible irradiado. En la Unidad 2 solo existen evidencias de una explosión en la región inferior del edificio donde se aloja el pozo hú-

medo; se postula que dicha explosión pudiera haber sido también de H_2 .

La Figura 3 ofrece un esquema temporal aproximado de la evolución en cada una de las centrales. La línea azul estrecha y discontinua marca el periodo en el que el núcleo de los reactores mantuvo refrigeración mediante sistemas internos; por el contrario, la banda azul continua indica el periodo de refrigeración externa hasta el día 15 de marzo. Asimismo, se han indicado algunos sucesos de singular relieve, como el instante aproximado de inicio de deterioro del núcleo, el intervalo de tiempo hasta que se consiguió la inyección de agua desde el exterior, el momento de venteo de la contención y el instante de las explosiones de H_2 acaecidas. En cuanto a la Unidad 3, cabe observar que desde el apagado del HPCI hasta la entrada de agua exterior, hubo un margen de 6-7 h. en las que el núcleo podría haber comenzado su degradación. Por supuesto, los datos que aparecen en la Figura 3 podrían sufrir modificaciones durante

la investigación detallada de cada uno de los escenarios.

A pesar de la ausencia de refrigeración de las piscinas de combustible y la posible pérdida de agua como consecuencia de los movimientos de tierra durante el terremoto, los niveles de refrigerante siempre estuvieron por encima de la parte alta del combustible. Las investigaciones realizadas indican que, en caso de existir daño alguno en el combustible, éste habría sido originado por los escombros procedentes de las explosiones de H_2 en los edificios.

La Unidad 4 experimentó una explosión en el edificio del reactor el día 15 de marzo. Aunque el origen de la misma es aún incierto, la hipótesis de una explosión de H_2 parece la más firme. Ésta supone la acumulación de una cantidad sustancial de H_2 , cuyo origen más probable podría ser una fuga desde las conducciones de venteo de la Unidad 3. Otras fuentes, como el deterioro del combustible de la piscina de combustible, la radiólisis del agua o la presencia de material de naturaleza orgánica en el interior del edificio han sido desestimados (Jäckel, 2011).

ANÁLISIS INTERPRETATIVOS

Desde el comienzo del accidente de Fukushima-1, equipos de investigación en accidentes severos de todo el mundo han intentado modelar los escenarios. Para ello se han utilizado herramientas de simulación, como los códigos Melcor o MAAP (NERH, 2011; Tepco, 2011). El objetivo de estos análisis ha cambiado a lo largo del tiempo. Inicialmente, el fin era lograr un conocimiento de la situación que permitiera adoptar las medidas adecuadas en la propia gestión del accidente. Tras aquellos primeros días, la motivación ha estado vinculada a conseguir una interpretación adecuada de la evolución del accidente, mediante la cual conocer de forma aproximada el estado de sistemas y componentes de cada uno de los reactores. Dado el grado de detalle necesario para este tipo de análisis, tan solo organizaciones japonesas como Tepco, NISA o JNES, pudieron afrontarlos en los momentos iniciales; posteriormente, otras organizaciones como SNL, Areva o el Ciemat entre otros, están realizando sus propias simulaciones.

Actualmente se desconocen aún muchas de las condiciones de contorno que podrían haber afectado el curso de los accidentes severos de las unidades 1-3. Así, los estudios han de plantearse sobre hipótesis, cuya acreditación o rechazo depende del acuerdo de los resultados con los escasos datos fiables de los que se dispone (i.e., pre-

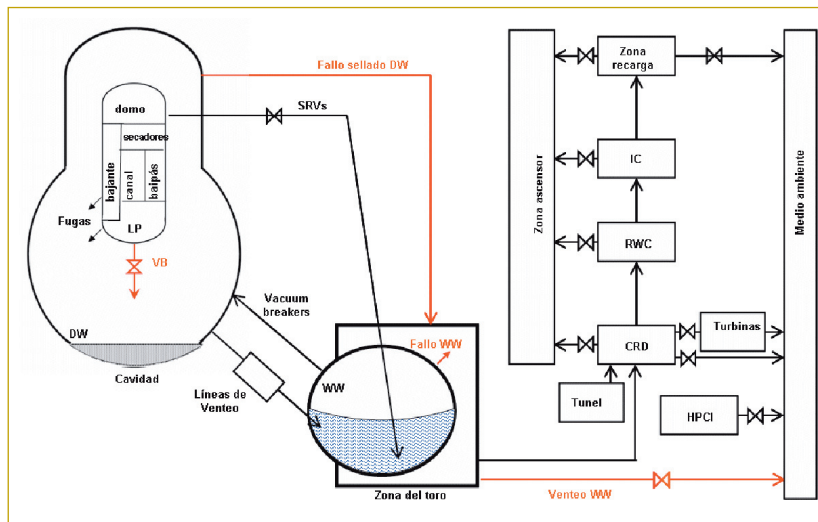


Figura 4. Nodalización de una central BWR(3)-Mark-I.

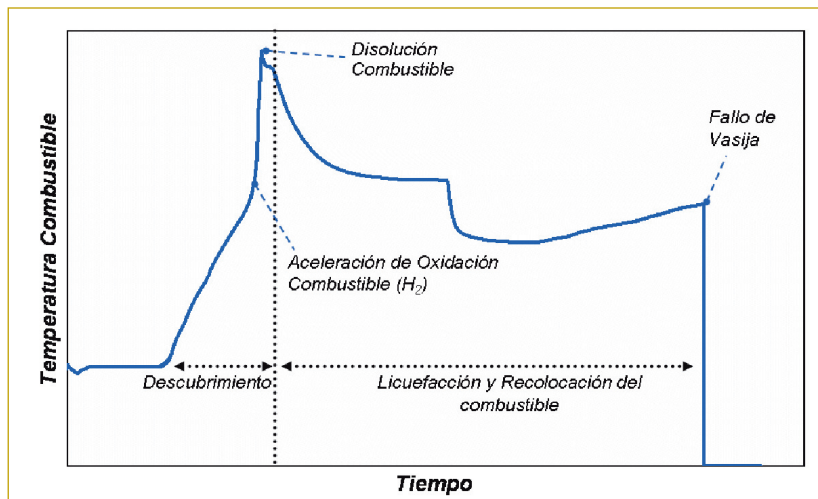


Figura 5. Temperatura del combustible (zona superior central del núcleo).

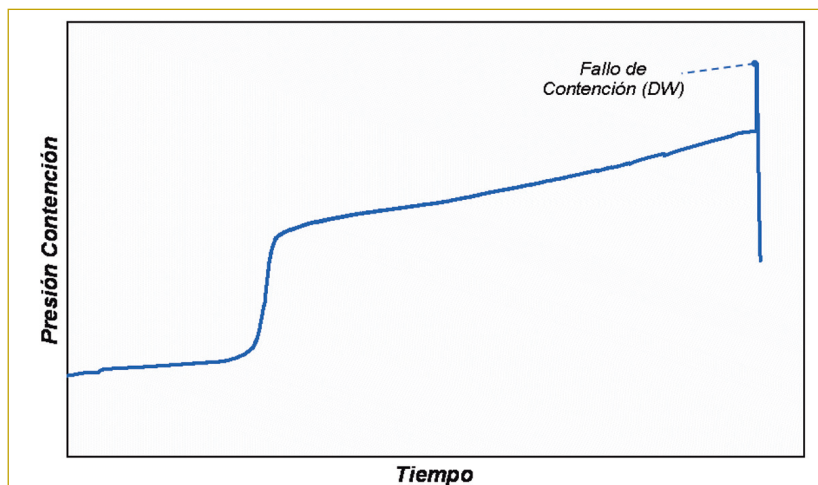


Figura 6. Presión en contención.

sión en vasija, presión en contención, momento de explosión en el edificio del reactor, etc.). Tales hipótesis se refieren a aspectos tan importantes como el funcionamiento del condensador de aislamiento, el venteo de la contención o el fallo de la misma.

Como muestra de los análisis realizados (NERH, 2011), la Tabla 2 resume algunos de los parámetros más relevantes en el estudio de estos accidentes severos. Su interés es ilustrativo y tienen un carácter meramente cualitativo; de ningún modo deben

entenderse éstos como valores de referencia o preferidos frente a otros existentes.

El Ciemat ha llevado a cabo un análisis genérico de un escenario SBO en un reactor BWR(3)-Mark I semejante a la Unidad 1 de Fukushima-1 mediante el código Melcor 186 YV (Gauntt et al., 2005). La Figura 4 muestra la nodalización propuesta en el estudio y los caminos de flujo entre los distintos sistemas y componentes; en total, 20 volúmenes de control y 34 conexiones. El dominio temporal de estos estudios comprendió desde el disparo del reactor hasta el fallo del fondo de la vasija.

Las diferencias específicas con el escenario real (i.e., puntos de tarado, volúmenes específicos, posibles actuaciones de los operadores, etc.) impiden llevar a cabo una comparación exhaustiva de los resultados con la información disponible del reactor o de análisis realizados por otras instituciones. No obstante, las predicciones son consistentes con observaciones e interpretaciones oficiales realizadas (NERH, 2011). Entre ellas caben destacar: deterioro del núcleo entre 1,5 y 3,5 h., gran producción de H_2 (hasta 700 kg. en 12 h.), fallo de la vasija por alta temperatura en el pleno inferior, fallo de la contención por alta temperatura, gran retención de productos de fisión en la piscina de relajación de presión y deflagración de H_2 en el edificio del reactor. Las figuras 5-8 muestran la evolución de algunas de las variables más importantes del escenario.

Los estudios realizados por el Ciemat (Herranz et al., 2012a) desvelan dos hechos de singular importancia en la evolución y consecuencias del accidente: el fallo de la contención por alta temperatura y la retención masiva de productos de fisión en las piscinas de relajación de presión.

De los tres modos reconocidos de fallo de la contención Mark-I (Carbajo, 1994), el de alta temperatura se debe a la degradación de los sellos en la unión de la tapa y el cuerpo cilíndrico del pozo seco que, ante presiones moderadas, resulta en fugas desde el interior del recinto. Es decir, el H_2 acumulado en el pozo seco y que, finalmente, explotó en la parte alta del edificio del reactor de la Unidad 1, pudo tener acceso a tal localización como consecuencia de la pérdida de hermeticidad de la contención. A pesar de ello, no pueden descartarse otras fuentes de H_2 al edificio del reactor, como posibles fugas durante las operaciones de venteo.

Con excepción de los gases nobles, los productos de fisión llegaron mayoritariamente en forma de aerosoles a la piscina de relajación de presión.

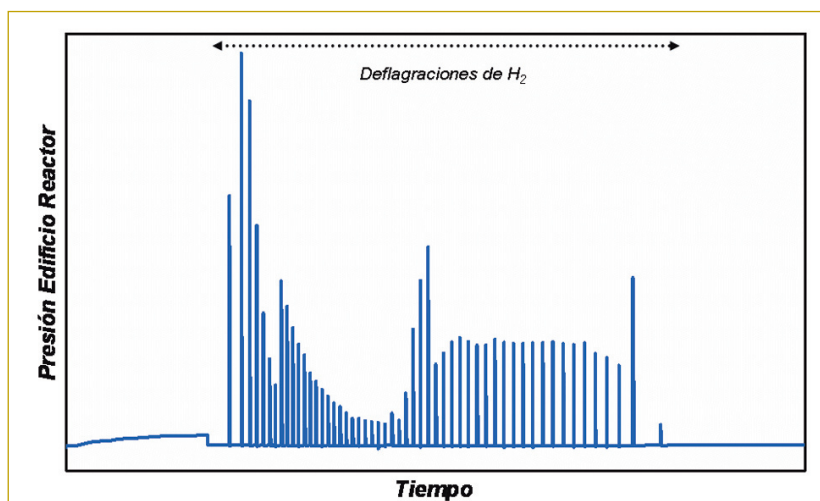


Figura 7. Presión RB.

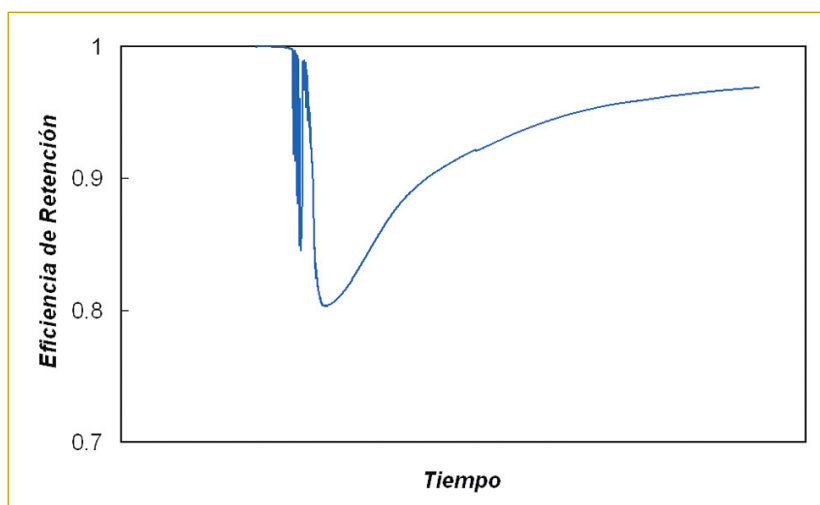


Figura 8. Retención PF y Aerosoles.

La condensación del vapor de agua en las inmediaciones del punto de inyección fue el principal mecanismo de transporte de la radiactividad hasta la fase acuosa, donde quedó absorbida (Herranz *et al.*, 2012b). Incluso en periodos en los que la proporción de H_2 fue próxima al 50%, la mayor deposición radiactiva tuvo lugar debido al cambio de fase del vapor de agua. Por consiguiente, en la primera fase del accidente, la piscina de relajación de presión se comportó como un sistema pasivo de filtración, cuya eficiencia de retención fue superior al 80%.

DEBATE ABIERTO

El accidente en la central nuclear de Fukushima-1 ha provocado la discusión técnica internacional de múltiples aspectos, directa o indirectamente relacionados con los accidentes severos. Entre ellos, la revitalización de la cultura de seguridad, los emplazamientos multi-reactor, la consideración de los sucesos ex-

ternos en los análisis de seguridad, las metodologías de estimación del riesgo, la implantación de las guías de gestión de accidente severo, etc. A continuación se presentan brevemente algunos de ellos, agrupados de acuerdo con su naturaleza en: planteamiento, sistemas y componentes y fenómenos.

Planteamiento

Los accidentes severos son, afortunadamente, sucesos de muy baja probabilidad. Sin embargo, sus consecuencias pueden tener tal magnitud, que la industria nuclear ha incorporado características específicas en los reactores de Generación III para su prevención y mitigación. No obstante, es en la IV Generación de reactores donde los accidentes severos tendrán plena consideración en el diseño.

Fukushima-1 ha reforzado la necesidad de extrapolar esta tendencia a la Generación II de reactores con medidas de diversa índole: desde la incorporación de nuevos equipos en

centrales, hasta la adopción rigurosa y específica de guías de gestión.

Sistemas y componentes

El seguimiento del accidente puso de manifiesto algunos riesgos cuya disminución sería factible con la introducción de determinados equipos y/o sistemas. Ejemplos destacados podrían ser:

- Instrumentación fiable, capaz de proporcionar información de variables fundamentales para el diagnóstico del escenario también en condiciones extremas.
- Sistema de venteo filtrado de contención, que garantice la integridad de la última barrera entre radiactividad y medio ambiente, a la vez que proporcione un sistema eficaz de filtración que aminoré drásticamente la emisión radiactiva.
- Sistemas de prevención de explosiones de H_2 , que eviten cargas inadmisibles sobre las estructuras de la contención; entre los existentes, los recombinadores autocatalíticos pasivos ya instalados en algunas centrales de II Generación, parecen ser la mejor opción.

Además, existe la convicción de que las piscinas de almacenamiento de combustible irradiado merecen mayor atención desde el punto de vista de la seguridad, dado que en ausencia de refrigeración podrían convertirse en fuente de material radiactivo. Por supuesto, esto se enfatiza en aquellos diseños en que se ubican fuera de la contención.

Fenómenos

Los accidentes severos son escenarios de tremenda complejidad fenomenológica. Las herramientas de simulación recogen el conocimiento existente, derivado a lo largo de décadas de investigación. Sin embargo, sus predicciones adolecen de incertidumbres, cuya reducción es el objetivo de la investigación en curso. Algunas áreas en las que Fukushima-1 ha subrayado la necesidad de lograrlo son:

- La capacidad de refrigeración del *corium*, que requiere conocer los procesos de licuefacción que tienen lugar en el núcleo y el desplazamiento y naturaleza de los materiales hacia el fondo de la vasija.
- La distribución del H_2 en geometrías complejas, de modo que se pueda conocer en todo momento su concentración en distintas localizaciones y sus características fluido-dinámicas; ambas propiedades condicionan en buena medida su modo de combustión.

- El comportamiento de las piscinas de relajación de presión a largo plazo, de modo que pueda caracterizarse la emisión radiactiva a la que daría lugar en caso de alcanzar condiciones de saturación, circunstancia probable en caso de despresurización de la contención por venteo y/o fallo.

Más allá de su reducción, uno de los desafíos más urgentes en materia de análisis de accidentes severos es, precisamente, desarrollar metodologías manejables de estimación de incertidumbres. Solo así será posible ponderar la fiabilidad de las predicciones realizadas.

CONSIDERACIONES FINALES

Este artículo sintetiza el escenario global del accidente de Fukushima de acuerdo con el conocimiento actual, introduciendo algunas interpretaciones propias derivadas de los análisis realizados por la Unidad de Investigación en Seguridad Nuclear del Ciemat. Además, se han apuntado algunos aspectos en los que Fukushima podría tener una apreciable repercusión, desde la tecnología de centrales a la propia investigación en accidente severo. Caben aún, no obstante, dos reflexiones generales sobre el accidente y la investigación.

A lo largo del artículo se ha presentado el accidente de Fukushima desde distintos ángulos. En todos ellos cabría la palabra *desafío*. Fukushima ha supuesto un desafío para la tecnología nuclear al uso, para las actuaciones humanas en condiciones extremas, para los equipos de interpretación, etc. Y, sin duda, el adecuado tratamiento de la situación actual continuará planteando retos en las décadas venideras. Pero, una vez sucedido, ha de reconocerse la oportunidad inigualable que Fukushima ofrece. Una de las limitaciones más sobresalientes de las actuales herramientas de simulación, es su escasa validación contra datos reales. Tan solo TMI-2 ha dado esa posibilidad anteriormente y, aún hoy, más de 30 años después, prosigue su explotación tecnocientífica. Otras comparaciones han estado basadas en escenarios experimentales simulados, tan representativos como ha sido posible, pero lejos siempre de la compleja realidad. Por tanto, es aquí donde Fukushima puede erigirse como una inmensa oportunidad: una base de datos real, extensa y fiable. A través de ella, las herramientas actuales de predicción podrán dar un paso gigante en su acreditación.

La investigación en accidentes severos tiene dos características poco

amigables. Por un lado, su coste es proporcional a la complejidad de los escenarios que explora. Por otro, el objeto de su estudio son sucesos de frecuencia remota. La intersección de ambas supone, por tanto, hacer grandes inversiones para prevenir, mitigar y/o gestionar escenarios que probablemente nunca sucedan durante la vida de cada instalación. Esa verdad se enfrenta a dos hechos no menos poderosos que Fukushima ha demostrado: los accidentes severos, ocurren; cuando lo hacen, sus consecuencias tienen enormes dimensiones económicas y sociales, en el menos malo de los casos. Se tercia, por tanto, un cambio de mentalidad desde la negación hasta la firme convicción de la necesidad de su investigación. Solo desde esta perspectiva se conseguiría el adecuado dimensionamiento de la inversión, que habría de estar basado en la potenciación del uso de los recursos nacionales, en la orquestación óptima de los marcos internacionales de cooperación (i.e., UE, NEA, OIEA), y en la aplicación de sus resultados para la mejora continua de las centrales.

ACRÓNIMOS

CRD - Alojamiento del sistema de accionamiento de barras de control (*Control Rod Drive Housing*).

CS - Sistema de rociado del núcleo (*Core Spray*).

DG - Generador diesel (*Diesel Generator*).

DW - Pozo seco (*DryWell*).

ECCS - Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (*Emergency Core cooling System*).

HPCI - Sistema de inyección de refrigerante a alta presión (*High Pressure Coolant Injection*).

IC - Condensador de aislamiento (*Isolation Condenser*).

JST - Hora local en Japón (*Japan Standard Time*).

LP - Pleno inferior (*Lower Plenum*).

LPCI - Sistema de inyección de refrigerante a baja presión (*Low Pressure Coolant Injection*).

LPCS - Sistema de rociado del núcleo a baja presión (*Low Pressure Core Spray*).

PCV - Contención primaria (*Primary Containment Vessel*).

PF - Producto de Fisión.

RB - Edificio del reactor (*Reactor Building*).

RCIC - Sistema de refrigeración del núcleo del reactor aislado (*Reactor Core Isolation Cooling*).

RWC - Sistema de purificación y limpieza (*Reactor Water Clean-up*).

SBO - Pérdida total de energía eléctrica (*Station BlackOut*).

SC - Compartimento de relajación de presión (*Suppression Chamber*).

SP - Piscina de relajación de presión (*Suppression Pool*).

SRV - Válvula de alivio y seguridad (*Safety Relief Valve*).

VB - Rotura de la vasija (*Vessel Breach*).

WW - Pozo húmedo (*WetWell*).

AGRADECIMIENTOS

Nuestro agradecimiento al CSN por su apoyo en nuestra investigación en accidente severo.

BIBLIOGRAFÍA

- Carbajo J.J., 1994. "MELCOR sensitivity studies for a low-pressure, short-term station blackout at the Peach Bottom plant". Nuclear Engineering and Design 152, pp. 287-317.
- Gauntt R.O., Cash J.E., Cole R.K., Ericsson C.M., Humphries L.L., Rodríguez S.B., Young M.F., 2005. "MELCOR Computer Code Manuals". NUREG/CR-6119, SAND2005-5713.
- Herranz L.E., García M., López, 2012a. "From a LOOP to a Fukushima-like SBO: assessment of the effect of BWR3-MarkI safety systems". ANS2012.
- Herranz L.E., García M., López C., Fontanet C., 2012b. "Pool scrubbing in Fukushima-like scenarios: modeling status and major challenges". N9P0255 NUTHOS.
- INPO, 2011. "Special report on the nuclear accident at the Fukushima Daiichi nuclear power station".
- www.nei.org/filefolder/11_005_Special_Report_on_Fukushima_Daiichi_MASTER_11_08_11_1.pdf
- Jäckel B., 2011. "Spent fuel pool behaviour under severe accident conditions". CSARP Meeting, Bethesda (Maryland), 20-23 September.
- Lewis B.J., Dickson R., Iglesias F.C., 2007. "Overview of experimental programs on core melt progression and fission product release behaviour". International VERCORS Seminar, Gréoux les bains, France, October 15-17.
- NERH, Government of Japan, 2001. "Report of the Japanese Government to the IAEA ministerial conference on nuclear safety. The accident at TEPCO's Fukushima nuclear power stations". Nuclear Emergency Response Headquarters, Government of Japan.
- http://www.kantei.go.jp/foreign/kan/topics/201106/iaea_houkokusho_e.html
- TEPCO, 2011. "Fukushima nuclear accident investigation report (Interim Report & Supplementary Volume". The Tokyo Electric Power Company, Inc.
- <http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/interim/index-e.html> ■