

CHERNOBIL

Agustín ALONSO SANTOS es Licenciado en Ciencias Químicas, Doctor en Ciencias Físicas e Ingeniero Industrial. Catedrático de Tecnología Nuclear de la ET-SII de la Universidad Politécnica de Madrid, desde 1981, y en la misma Escuela, de la Universidad Politécnica de Barcelona desde 1976 a 1981. Participó en la creación y desarrollo del Departamento de Seguridad Nuclear de la Junta de Energía Nuclear, del que fue Director hasta la creación del Consejo de Seguridad Nuclear. Ha sido Presidente de la Sociedad Nuclear Española. Conferenciante en cursos internacionales del OIEA.

CARACTERISTICAS INTRINSECAS DEL ACCIDENTE DE CHERNOBIL

Agustín ALONSO SANTOS y J. M. MARTINEZ-VAL PEÑALOSA

INTRODUCCION Y PRINCIPIOS BASICOS

Desde que en 1935 Enrico Fermi interpretara genialmente una serie de medidas singulares registradas en sus experimentos en la Universidad de Roma, los neutrones térmicos han sido la herramienta idónea para fisiónar controladamente el núcleo atómico. Ello exige la introducción de un moderador dentro del reactor nuclear, cuyo comportamiento neutrónico depende fundamentalmente de sus características. Tal comportamiento está regido por la competencia entre procesos nucleares —fisión, captura, fugas— y la resolución de esta competencia está condicionada por la calidad y cantidad del moderador.

Los reactores masivamente comercializados en Occidente disponen sólo de un material moderador, bien sólido (grafito), bien fluido (agua ligera o pesada). Una de las peculiaridades más significativas del modelo soviético RBMK es la presencia de dos moderadores, si bien uno de ellos, el agua, tiene como misión fundamental la refrigeración. Lo cual no impide, obviamente, que interaccione con los neutrones, siendo su efecto fundamental el de un absorbente térmico por su posición de privilegio entre la fuente de neutrones térmicos (el grafito) y su sumidero principal (el combustible). Como consecuencia, el RBMK es más reactivo sin agua (o con vapor) que con agua líquida, lo cual induce una inestabilidad nuclear-termodinámica que la tecnología soviética confía en superar gracias a otros fenómenos naturales (como el efecto Doppler) y el sistema de control del reactor.

Aunque en los Estados Unidos existen seis reactores de este tipo para la producción de plutonio, y uno de ellos, el reactor N de Hanford suministra también vapor a una turbina comercial de 860 MWe, nunca se ha considerado la posibilidad de comercializar este tipo de reactores por dicha inestabilidad intrínseca. Los criterios de seguridad occidentales exigen que los reactores de moderador líquido sean submoderados, lo cual implica una realimentación negativa de reactividad que es factor clave en la estabilidad del reactor (y, adicionalmente, en su capacidad para seguir carga). A la pregunta del sentir popular sobre si un accidente como éste podría ocurrir en los reactores comerciales de Occidente conviene contestar claramente que no por los razonamientos expuestos.

Un ejemplo de que tales inestabilidades no son admisibles en la tecnología occidental lo constituye la limitación en la concentración de boro disuelto en los PWR.

Es bien sabido que la adición de boro disminuye el rango de submoderación, y para valores altos (por encima de los 1000 ppm generalmente) el reactor actuaría en la zona de sobremoderación, en la que se produciría una inestabilidad idéntica a la de Chernobil. Inestabilidad que se evita estrictamente mediante la limitación aludida.

De entre los reactores occidentales, los dos más similares al modelo soviético son el de grafito-gas y el CANDU. El primero, no obstante, se diferencia del RBMK en que no tiene agua, lo cual es neutrónicamente decisivo como ya se ha visto. Por su parte, los CANDU están moderados por D_2O y, aunque trabajan en la zona de sobremoderación, su efecto de realimentación positiva es pequeño debido a que la sección eficaz de captura de neutrones térmicos del D es más de mil veces menor que la del H, y su ausencia no eleva fuertemente el factor de utilización térmica del combustible. Aún así, y en reconocimiento de las inestabilidades consecuentes de esta realimentación (causantes del accidente del NRX1) se dispone en los CANDU de un sistema de apagado de actuación rápida (asistido por una vigilancia computadorizada de la neutrónica y termohidráulica del reactor) del cual carecen los RBMK.

EL REACTOR TIPO RBMK Y LA CENTRAL DE CHERNOBIL

Las siglas RBMK representan las iniciales rusas para identificar el reactor heterogéneo tipo canal de grafito-agua en ebullición y potencia elevada, que puede considerarse directamente descendiente del reactor de Obninsk, inaugurado en 1954 y al cual reputan los soviéticos como la primera central nuclear del mundo.

El RBMK ha sido estandarizado en un modelo de 1000 MWe del cual existen catorce unidades, contando Chernobil-4, más otras cuatro en construcción, dos de ellas en Chernobil precisamente. Existe una planta más, en Ignalino, de 1500 MWe que en principio era considerada como prototipo para la siguiente generación, aunque hay que hacer notar que el modelo RBMK ha ido perdiendo posiciones respecto al de agua a presión en estos últimos años.

El núcleo del reactor está constituido por un apilamiento de bloques prismáticos de grafito de 25 cm. de lado y 7 m. de altura, que conforman en total un cuasicilindro de dicha altura y 11,8 m. de diámetro. De las 2.488 columnas, 1.661 incluyen canales verticales para alojar el



José María MARTINEZ-VAL PEÑALOSA es Catedrático de Tecnología Nuclear en la ETSII de Madrid y Subdirector de Investigación y Doctorado de la mencionada escuela. Desde 1973 a 1979 trabajó en la Junta de Energía Nuclear en Neutrónica, tanto de reactores térmicos como rápidos, siendo representante español en el «Grupo de Reactores Rápidos» de la Evaluación Internacional del Ciclo de Combustible Nuclear (1978-1979). Actualmente está integrado en el equipo de Fusión por Confinamiento Inercial de la Universidad Politécnica de Madrid. Es Vicepresidente (Presidente Electo) de la Sociedad Nuclear Española.

combustible y 222 para barras control e instrumentación. El canal de combustible tiene un diámetro de 8,8 cm. en el que se encaja un tubo con 18 barras de combustible (envainadas en zircaloy) con un diámetro exterior de 1,35 cm. Las barras están dispuestas en dos filas concéntricas alrededor del eje central que sirve como tallo de rigidez a todo el elemento cuya longitud es de 3,4 m., habiendo dos elementos apilados verticalmente en cada canal.

El agua asciende a lo largo de estos tubos, alcanzando un 15 % de huecos (de vapor) aproximadamente. En los separadores o tambores que se encuentran a ambos lados del núcleo y en su parte superior se produce la desviación del vapor seco hacia la turbina y la recirculación del agua hacia los distribuidores generales de entrada, a los que también llega el condensado.

Aunque esquemáticamente se trate de un ciclo directo y sencillo, las peculiaridades del reactor, en cuanto a seguridad, exigen numerosos dispositivos tecnológicamente complejos, como son los sistemas de cierre de canales para evitar la fuga de agua de refrigeración de emergencia en el caso de rotura de uno o varios de ellos. Por otra parte, todo el núcleo va inserto en una cavidad con paredes de acero cuya atmósfera interior es de gas inerte para inhibir la oxidación, así como una eventual combustión del grafito.

Tanto el reactor como los separadores y las bombas principales están alojados en sendos recintos de hormigón sobre los cuales se disponía (hasta el momento del accidente) de mucha menos información que sobre el reactor en sí. Los reactores RBMK (y la mayoría de los de agua a presión soviéticos VVER) no disponen de edificio de contención en el sentido occidental de la palabra y, concretamente, la parte superior del edificio del reactor, es un remate convencional sobre las gruesas paredes de hormigón que soportan la grúa puente que posiciona la compleja máquina de recarga continua de 25 m. de altura que cayó, junto a la cubierta y parte de una pared, sobre el reactor Chernobí-4 durante una de las primeras fases del accidente.

La implantación de los RBMK-1000 obedece a un sistema modular agrupando 2 unidades (que comparten la sala de control y otros servicios) en centrales de 4 reactores como son Leningrado, Kursk, Smolensko (2 en construcción) y Chernobí (cuyo quinto reactor estaba previsto para este año, y el sexto para 1988).

Esta central está situada junto al río Pripyat, afluente del Dnieper, justo en la cabecera del embalse de Kievskoye que, entre otros usos, abastece de agua potable a Kiev, Borispol y otras poblaciones. Esta situación ha complicado aún más las consecuencias del accidente, del que se temía pudiera producir una contaminación subterránea de dicho embalse, lo cual motivó la refrigeración postaccidental del subsuelo por burbujeo de nitrógeno líquido y la construcción de un túnel-losa posteriormente convertido en mampara impermeable bajo el reactor accidentado.

Los reactores RBMK cuentan lógicamente con sistemas de seguridad relativos a la protección del núcleo, a la evacuación del calor residual y al confinamiento de los productos radiactivos, pero hay que hacer constar que su concepción y dimensionamiento no obedecen a criterios debatidos a lo largo de un proceso de licenciamiento visado por una entidad independiente. Aunque en 1983 se creara un Comité de Estado para la Explotación y la Supervisión de la Industria Nuclear (a añadir al antiguo Comité de Estado para la Energía Atómica) no parece que la filosofía de seguridad a ultranza y de órganos separados para la promoción y el control de la energía nuclear se hubiera implantado en la URSS antes de este accidente, acaecido en la noche del 25 al 26 de abril del año en curso, y denunciado dos días después por las autoridades suecas y finlandesas.

LA CONFERENCIA DE VIENA

El accidente de Chernobí no sólo ha sido una tragedia para la Unión Soviética, sino que también ha tenido repercusiones internacionales de todo tipo, y está haciendo recapacitar acerca del futuro de la energía nuclear. Con estos antecedentes era lógico prever que habría de ser pre-

sentado en algún foro internacional, y ninguno mejor que el Organismo Internacional de Energía Atómica, con sede en Viena. La Conferencia de Viena se celebró entre el 25 y el 29 del pasado agosto, con asistencia de más de 450 delegados de 50 países y 20 instituciones nacionales e internacionales.

TI

CARACTERÍSTICAS PRINCIPALES DEL REACTOR RBMK-1000

Potencia eléctrica	1.000 MW
Potencia térmica	3.200 MW
Altura activa	7 m
Diámetro del núcleo	11,8 m
Material combustible	UO ₂
N.º de canales de combustible	1.661
Enriquecimiento (w/o)	2
Carga total de uranio	192 Mg
Quemado de descarga	20,0 MWd/kg
Máxima potencia lineal	385 W/cm
Temperatura de salida del agua	284 °C
Presión del agua en los separadores	70 bares
Temperatura de la turbina	280 °C
Presión de la turbina	65 bares
Potencia unitaria por turbina	500 MW(e)

La Delegación Soviética compuesta de 34 expertos y presidida por el Académico Dr. V. A. Legasov, expuso con detalle, las características de los reactores RBMK, las causas y consecuencias del accidente y las labores de estabilización de la unidad averiada. Los expertos soviéticos se sometieron a debates con representantes de otros países y aceptaron la recepción de seiscientas preguntas por escrito, que se comprometieron a contestar de igual manera. Al final, el Presidente de la Conferencia formuló al Organismo trece propuestas, que guiarán las actividades de dicha Institución en el futuro.

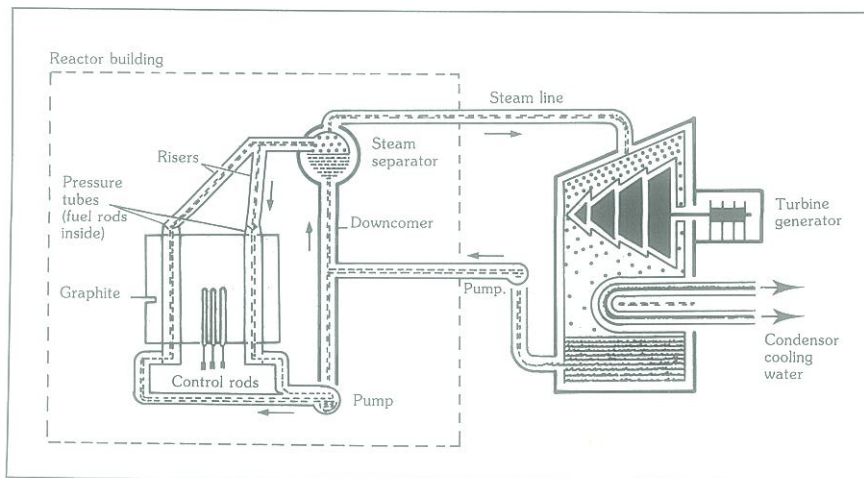
Dentro de un ambiente constructivo, complaciente y muy poco crítico, se transmitió a los Delegados importante documentación escrita y oral, gran parte de la cual habrá de ser objeto de estudio y consideración, ya que, como todo accidente, Chernobí es una fuente de conocimientos y de inspiración para mejorar la seguridad de todas las familias de reactores nucleares.

El espíritu de la Conferencia fue expuesto con claridad en todos los discursos de las Autoridades presentes. La energía nuclear, como fuente de generación de energía eléctrica, ha alcanzado en el mundo el punto de no retorno; sin embargo, Chernobí ha deteriorado la confianza del público y de los políticos en esta fuente de energía, y se impone recuperar tal confianza demostrando que las centrales nucleares pueden ser explotadas sin riesgo intolerable para las personas y para el medio ambiente.

LAS CAUSAS DESVELADAS

Uno de los principios de la seguridad establece que cualquier acción humana o

FI Diagrama esquemático de un RBMK-1000. (Fuente: Atomic Industrial Forum, Inc.).



dispositivo técnico que se ejerza o se introduzca en un sistema para mejorar su seguridad debe ser precedido de un análisis de su influencia sobre otras partes o situaciones de ese mismo sistema, por si tuviese efectos contrarios a los previstos. En Chernobil, la paradoja residió en que se deseaba realizar un experimento de seguridad sin los necesarios requisitos de seguridad y sin considerar, en profundidad, la respuesta de los parámetros nucleares de la central cuando se estaba perturbando de forma intencionada el lazo secundario.

En seguridad, las paradojas de ese tipo se resuelven mediante la aplicación del concepto «seguridad a ultranza», si bien en su aplicación juega con frecuencia un papel decisivo la interpretación humana de los hechos. A veces, el deseo humano de lograr una meta por encima de todo malogra el objetivo principal y todos los demás. Este fue el caso de los operadores de Chernobil, cuya mente estaba posiblemente acondicionada hacia la confianza en lo que hacía, a causa de los elogios que venían recibiendo por su elevada productividad. Así cabe explicar su deseo vehemente de realizar un experimento secundario por encima de cualquier consideración.

Los especialistas rusos de Chernobil querían demostrar que la energía eléctrica decreciente, producida por el alternador a partir de la inercia de las aletas de la turbina, ya sin vapor, podía ser utilizada para alimentar determinados componentes del sistema de refrigeración de emergencia, durante periodos cortos de tiempo, hasta tanto se contase con los diesel de emergencia. Nunca se ha oído de un experimento igual en occidente. El experimento ya se había realizado el año anterior y, en éste, se quería comprobar un nuevo controlador del campo magnético para conseguir que la disminución del voltaje fuese parejo con la pérdida de la energía de rotación.

El experimento ni siquiera necesitaba que funcionase el reactor, ni exigía en si mismo que fuese necesario violar ninguna prescripción de funcionamiento. Sin embargo, tanto en el protocolo de la prueba como en la actuación de los operadores, se prefirió reducir los márgenes de seguridad de la central hasta valores inaceptables. Las necesidades del despacho de carga, que exigieron el funcionamiento de la central a mitad de potencia durante doce horas antes del experimento, produciendo un envenenamiento por xenón, que también dificultó las operaciones siguientes, revela también cuál era el esquema de preferencias. No extraña, por tanto, que las autoridades soviéticas hayan redescubierto el importante tema de la relación hombre-máquina, que había surgido por vez primera como consecuencia del accidente de TMI-2 en 1979.

En la Tabla II se incluye una traducción de la secuencia accidental suministrada por la Delegación Soviética en el curso de la Conferencia. En ella se exponen datos tomados de los registros de la propia central y los resultados de un modelo ma-

T II

SECUENCIA ACCIDENTAL DEL ACCIDENTE DE CHERNOBIL

(Traducción de la versión oficial presentada
en la Conferencia de Viena)

Tiempo	Suceso	Interpretación
25 de abril		
01:00:00	Comienza la reducción de potencia.	Preparación del ensayo y parada programada.
13:05:00	El reactor alcanza el 50 % de la potencia nominal. Se dispara el turbo-grupo 7.	
14:00:00	Se aísla el sistema de refrigeración de emergencia.	De acuerdo con el protocolo del ensayo.
23:10:00	Continúa el decrecimiento de la potencia.	De acuerdo con el protocolo, la potencia debía encontrarse entre 700-1.000 MWt.
26 de abril		
00:28:00	Cuando se pasaba del control manual al automático se pierde el nivel de consigna, y la potencia baja hasta 30 MWt (1).	Error del operador, que no reactivó el punto de consigna del control automático.
01:00:00	El reactor se lleva hasta la potencia de 200 MWt.	El envenenamiento por xenon impide la elevación de potencia hasta el valor previsto. El margen de reactividad es pequeño. Se viola el protocolo de la prueba.
01:03:00	Se conecta la bomba de reserva al circuito de refrigeración izquierdo.	La reducida potencia y el mayor caudal de refrigeración redujeron el gradiente térmico del refrigerante y aproximaron la temperatura a la de saturación.
01:07:00	Se conecta la bomba de reserva al circuito de refrigeración derecho. Se observan significativas desviaciones de nivel y presión de vapor en el separador de vapor. Se superan los valores máximos caudales de descarga de algunas bombas.	Aumenta la sensibilidad del reactor a la variación de los parámetros. Se intenta controlar los parámetros de forma manual.
01:19:00	Comienza la alimentación sucesiva de los separadores de vapor.	La razón reside en evitar la baja del nivel de agua.
01:19:30	Comienza la subida del nivel de agua en el separador. El flujo de agua de alimentación supera en tres veces la que exige el balance. Las barras del sistema de control automático tomaron las posiciones más extraídas. Se elevaron las barras del control manual. Comienza a disminuir la presión de vapor en el separador.	La descarga de agua de alimentación supera la generación de vapor. El sobrecontrol ejercido por el operador se explica por la constante de tiempo asociada a los procesos. El agua más fría llegó hasta el núcleo y disminuyó la calidad del vapor.
01:19:58	Se cerró la válvula de aislamiento de la descarga de vapor.	Se reduce la generación de vapor al llegar agua más fría al núcleo.
01:21:50	El flujo de agua de alimentación superó en cuatro veces la necesaria. Comienza la disminución brusca del flujo de agua.	Se intentaba disminuir la tasa de la caída de presión.
01:22:10	Comienza a crecer la calidad del vapor. Se introducen las barras del sistema automático.	El objetivo era elevar el nivel en el separador de vapor. El objetivo era evitar la elevación ulterior del nivel del agua.
01:22:30	Termina la disminución del flujo de agua de alimentación. El flujo de agua de alimentación llegó a ser 1,5 veces menor que la requerida. Se produjo un estadillo con la distribución de potencia y las posiciones de cada una de las barras de control. El margen de reactividad operacional resultó la mitad del admisible.	El agua más caliente llegó al núcleo. La compensación se debió al incremento de reactividad por aumento en la calidad del vapor.
01:22:45	Comenzó a disminuir el aumento de la calidad del vapor en el núcleo.	Se debió a error en la operación manual. Se pretendía refinar los campos neutrónicos y el margen de reactividad antes de comenzar el ensayo.
		Se había conseguido estabilizar el flujo de agua de alimentación y la presión de vapor en el separador.

Tiempo	Suceso	Interpretación
25 de abril		
01:23:04	Se cerró la válvula de aislamiento de la turbina 8. El reactor continuó funcionando a 200 MWt.	Comienzo del ensayo previsto en el alternador núm. 8. Se eliminó la alarma por disparo del segundo turboalternador. (No figuraba así en el protocolo del ensayo).
01:23:10	Las barras del sistema automático ascendieron.	Aumentó la presión del vapor y disminuyó la calidad en el núcleo.
01:23:21	Las barras del sistema automático comenzaron a descender.	Se había reducido el caudal de refrigeración y llegaba agua más caliente al núcleo.
01:23:31	Comienza el aumento de la reactividad total y del flujo de neutrones.	El control automático no puede compensar el aumento de reactividad por aumento de la calidad del vapor.
01:23:40	Se pulsa el botón EP-5 (2)	Se insertan en el núcleo las barras del sistema de protección de emergencia.
01:23:43	Aparecen alarmas por potencia elevada y período corto. Crecimiento rápido de la temperatura del combustible.	El sistema de protección de emergencia no es suficiente para evitar el transitorio de potencia. Se alcanza el flujo crítico.
01:23:44	Primer incremento de la potencia.	El incremento positivo de reactividad fue compensado por el efecto Doppler y la inserción de las barras de control y seguridad.
01:23:45	Crece de forma abrupta la calidad del vapor. Crecimiento rápido de la potencia. Comienza el decrecimiento rápido del caudal de refrigeración.	Se debe a la fragmentación del combustible. Inserción rápida de reactividad por evaporación súbita del refrigerante. Se cerraron las válvulas de retroceso a causa de la contrapresión creada en el núcleo.
01:23:46	La presión del vapor en el separador superó el valor de accidente. Respondió la válvula de aislamiento de vapor.	Se debió a la intensiva generación de vapor.
01:23:47	Comienza a aumentar el caudal del refrigerante.	Se debió a la rotura de los canales de combustible.
01:23:48	Explosión térmica (3).	

- (1) Esta cifra de 30 MWt (1 % de la potencia nominal) extraña sobremanera, pues es menor que la potencia residual en los momentos subsiguientes a un scram del reactor, que tardaría más de una hora en bajar del 3 %, a no ser que el combustible estuviese muy poco quemado (lo cual contradice las relaciones detectadas entre Cs-134 y Cs-137). Quizá estos 30 MWt no incluyan la potencia residual, sino la parte proporcional al flujo neutrónico, pero no se especifica en el informe. En esta fase se produce claramente una inhabilidad de operación, al perder el control de la potencia del reactor cuando se buscaba el nivel especificado para el experimento (700 a 1.000 MWt), nivel probablemente mucho más seguro que los 200 MWt en cuanto a inestabilidades.
- (2) En el informe original figura la designación AZ-5, en vez de EP-5, como aparece en la Secuencia de Sucesos entregada durante la Conferencia.
- (3) La naturaleza de esta explosión térmica es discutible. Los soviéticos la han atribuido a reacciones químicas (metal caliente-agua), mientras que otros expertos la atribuyen a la neutrónica, como ya se señala en el texto. En abundamiento de esta última tesis cabe subrayar un intervalo de sólo cuatro segundos entre la primera explosión (excursión de reactividad sin duda alguna) y la segunda. En cuatro segundos son comprensibles fenómenos de vaciado y vaporización de agua, con la consiguiente realimentación positiva de reactividad. Por el contrario, resulta difícil diagnosticar una secuencia de sucesos termomecánicos y químicos que en tan breve plazo llegaran a liberar tal cantidad de energía como para causar los daños que ocurrieron. En todo caso, conviene dejar constancia de que el informe soviético no ha despejado todas las numerosas incógnitas científico-técnicas del accidente, y en algunos puntos resulta poco coherente.

temático, desarrollado de forma específica para estudiar el transitorio y, de acuerdo con los expertos soviéticos, validado de forma suficiente, ya que ha podido predecir el régimen inestable creado en el reactor a partir de la 01:00 del día 26 de abril.

Sin embargo, en la información escrita no se incluyen detalles del modelo y en la oral sólo se hicieron manifestaciones acerca de su elevado grado de detalle y perfección y a las concordancias obtenidas con el llamado «programa de registro de parámetros de diagnóstico» (DPRP), que forma parte esencial del sistema de explotación de la central. Sin embargo, no pue-

de darse por completamente validado el modelo, hasta no disponer de más detalles.

En la descripción oficial se indica que el transitorio de potencia estuvo provocado por un aumento de reactividad que alcanzó el valor de una vez y media beta —la fracción de neutrones diferidos— al cabo de dos segundos, materializado a través del coeficiente de huecos del refrigerante, que muy posiblemente en las condiciones preaccidentales era superior al valor de equilibrio que se cita (+2,0E 4% de volumen de huecos). Se encuentra razonable, y de acuerdo con la experiencia occidental, que la energía generada y acu-

mulada en el combustible durante el transitorio fuese superior a 300 cal/g., lo que produce la disgregación mecánica del combustible en forma de finas partículas, lo cual tuvo lugar.

En la información soviética se indica que después de pulsado el boron AZ-5 para la parada manual de urgencia, se «...notaron varios temblores en la sala de control...» y que «...testigos presenciales observaron dos explosiones, una después de la otra, en un intervalo de tres a cuatro segundos...» El modelo teórico soviético concluye que la segunda explosión tiene un origen químico.

Nadie discute la posible formación de hidrógeno y otros gases deflagrantes, así como la posibilidad de una explosión de vapor al entrar en contacto con agua partículas calientes, finamente divididas, de circonio o combustible. Sin embargo, los expertos occidentales sugirieron, y buscaron la confrontación con los soviéticos, que la segunda explosión podría ser otro transitorio de potencia. Esto es lo que se obtiene cuando se hacen análisis de este tipo en reactores rápido-reproductores, según apuntaron los expertos franceses. Sin embargo, en una primera fase, los soviéticos no confirmaron la hipótesis. En una segunda, cuando se les mostraron más razones, indicaron que de todas formas la naturaleza de la segunda explosión no era una cuestión prioritaria.

LAS CARACTERÍSTICAS DEL TRANSITORIO

En todo transitorio de reactividad interesan algunos parámetros básicos, como el período y la energía desprendida. El modelo teórico indica que en menos de tres segundos se pasó de 200 a 530 MWt y que el tiempo total del transitorio fue muy inferior a 20 segundos. No indica la energía desprendida, si bien se puede deducir de la depositada en el combustible y, como veremos, de los efectos destructivos. Los expertos franceses la han estimado en 200 Megajulios, pero este dato no fue confirmado ni negado por los expertos soviéticos, quienes se limitaron a decir que la violencia del transitorio elevó la losa soporte del reactor, una estructura cilíndrica de mil toneladas, y rasgó todos los canales combustibles y de control a ella soldados, para lo cual se requieren presiones del orden de decenas de atmósferas.

Otra cuestión importante de cualquier transitorio de reactividad, en núcleos geoméricamente grandes, reside en el posible carácter local del efecto. En principio, el mayor daño físico observado en la cara norte sugiere el carácter asimétrico del transitorio. Los representantes soviéticos se apresuraron a hacer observar que esta zona contenía estructuras más débiles y que el transitorio debería considerarse relativamente homogéneo, si bien había afectado con mayor intensidad al treinta por ciento de la parte inferior del núcleo. La comprobación de este aspecto requerirá una exploración más detallada del núcleo deteriorado.

LAS CONSECUENCIAS INMEDIATAS

Las violentas explosiones rompieron la cavidad del reactor e hicieron inoperativo el sistema de contención. Las partículas incandescentes desprendidas provocaron más de treinta focos de incendio. La entrada de aire mantuvo durante días el incendio del grafito y todo ello provocó la dispersión del 2 % del combustible y del 3,5 % de los productos radiactivos acumulados, a lo largo de unos diez días.

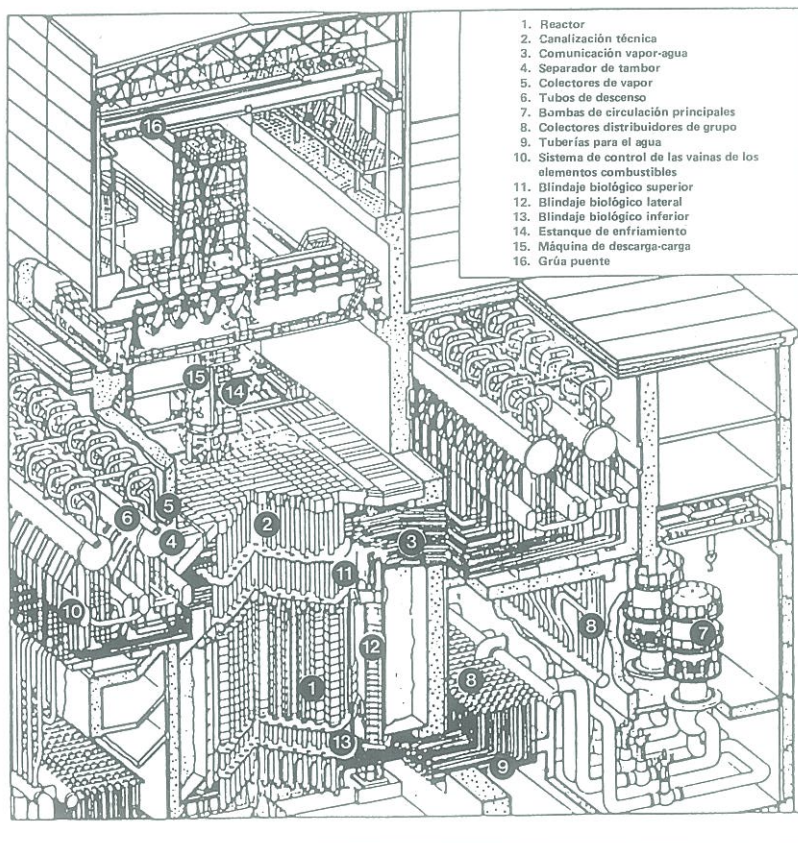
La información escrita suministrada por los soviéticos incluye detalles específicos acerca del comportamiento del combustible, del grafito y de los productos de fisión, que se concretaron durante los debates orales.

Con respecto al combustible destacan tres hechos de interés: su disgregación, el no haber alcanzado en ningún momento la temperatura de fusión y las reacciones de oxidación y carburación que experimentó durante el incendio del grafito. Aproximadamente el 2 % del combustible se dispersó en forma de partículas submicroscópicas, de tamaños comprendidos entre un micrón y decenas de micrones, la mayor parte de las cuales se depositaron sobre las propias instalaciones y dentro de un radio de 20 km. Mediante un modelo matemático se ha estimado que la temperatura del combustible nunca superó los 2000 °K y, por tanto, no tuvo fundamento la preocupación por la interacción con el hormigón, y resultó innecesario un enorme esfuerzo experimental, realizado en el momento, para desarrollar hormigones refractario a base de óxidos de magnesio. Hay evidencia de que el UO_2 se oxidó a U_3O_8 y que se formaron carburos, que a las temperaturas reinantes se desintegraban de forma explosiva.

La violencia de las explosiones hizo volar bloques de grafito del reflector, (posiblemente los del núcleo, como el combustible, fueron detenidos por la removida, pero no destruida, losa superior) y se inició un incendio que consumió 250 toneladas (un 15 % del total). Del incendio del grafito se dijo muy poco. No hay evidencia de la intensidad y distribución del incendio, ni tampoco de las temperaturas alcanzadas, aunque han debido llegar a la necesaria para la carburación del UO_2 . Durante el propio día 26 se intentó controlar el fuego, añadiendo agua a través del sistema de alimentación. Efectivamente se observaba el escape de vapor, que dejó de salir a partir del día 27, a pesar de continuar la inyección de agua, posiblemente porque ésta encontraba otros cauces.

La liberación de productos radiactivos fue muy intensa hasta el día seis de mayo y subsiguientes. Durante los diez primeros días, la tasa era variable y del orden de los millones de curios al día, hasta un total de 50 millones. A partir del mencionado día seis la tasa descendió hasta curios y décimas de curio por día.

En el escape se distinguen cuatro fases que se han relacionado con el daño y



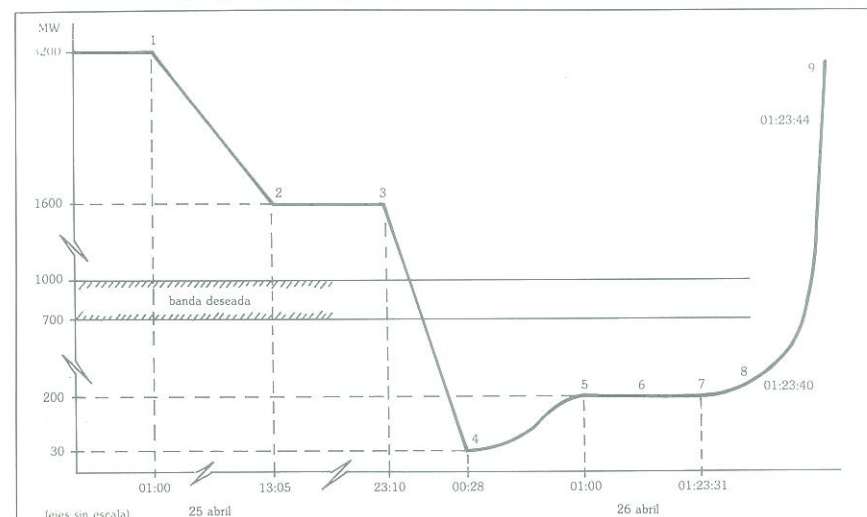
F II Vista en sección de un RBMK-1000. (Fuente: Boletín del OIEA, junio 1983).

temperatura del combustible. Hay una primera fase explosiva, otra relacionada con la combustión del grafito, otra debido al recalentamiento sufrido por el combustible aislado por los vertidos, antes de conseguir su refrigeración, y una última a temperatura reducida.

Las fracciones de escape de los distintos elementos dependieron del mecanismo de liberación, pero con algunas singularidades notables. Desde luego, en la fase explosiva prevalecieron los escapes de

tipo mecánico, en los cuales la composición isotópica del escape coincide con la del combustible, mientras que en las otras fases predominaron los escapes térmicos, en los que aparece claramente un enriquecimiento de los elementos más volátiles como el cesio, yodo y teluro. No obstante, se ha comprobado que en todas las fases hay un componente mecánico y que existen partículas muy enriquecidas en un determinado radionucleido. Se intentó explicar el primer fenómeno atribu-

F III EVOLUCION DE LA POTENCIA DE LA UNIDAD 4 DE CHERNOBIL. Punto 1) a las 01.00 del día 25 de abril comenzó la reducción de potencia en preparación para la parada por mantenimiento y realización del experimento electrónico. Punto 2) a las 13.05 del día 25 de abril, 12 h 5 min después de iniciada la parada, se alcanzó la mitad de la potencia y se disparó el turboalternador núm. 7. Punto 3) 23.10 del día 25 de abril, la central se mantuvo durante 10 h 5 min a mitad de potencia por necesidades del despacho de cargas. Punto 4) 00.28 del 26 de abril, el operador es incapaz de estabilizar la potencia entre los 1000 y 700 MWt requeridos para la prueba y el reactor descendiendo hasta 30 MWt (1). Punto 5) 01.00 del día 26, el operador consigue estabilizar la potencia en 200 MWt. Punto 7) 01.23 comienzo del aumento de reactividad y potencia. Punto 8) 01.23 actuación de la parada de urgencia. Punto 9) 01.23 aumento brusco de la potencia con fragmentación del combustible. (1) Ver nota (1) a la tabla 2.



yéndolo a la carburación del combustible y subsiguiente desintegración mecánica. Esto último, sin embargo, constituye una observación nueva.

LOS ESFUERZOS REALIZADOS PARA CONSOLIDAR LA UNIDAD AVERIADA

La existencia de un núcleo al descubier- to y ardiendo exigía tomar medidas ex- traordinarias, posiblemente nunca previs- tas, para dominar y consolidar la situa- ción. Estas medidas se pueden clasificar en tres grandes grupos: inmediatas, a cor- to y a largo plazo.

Las medidas inmediatas consistieron en apagar el múltiple incendio. La informa- ción soviética en este sentido revela un elevado grado de profesionalidad y efica- cia. En la primera hora ya se había con- seguido impedir que el incendio de la sala de turbinas se propagase a la unidad ter- cera, y a las tres horas y media ya se había dominado el fuego, excepto el de grafito. Esta gran eficacia tuvo como con- trapartida las elevadas dosis de radiación experimentadas por el personal y el ma- yor porcentaje de víctimas del accidente.

Las acciones a corto plazo se concre- taron en la extinción del incendio del gra- fito y limitación de los escapes de produc- tos radiactivos y control de la temperatu- ra del combustible.

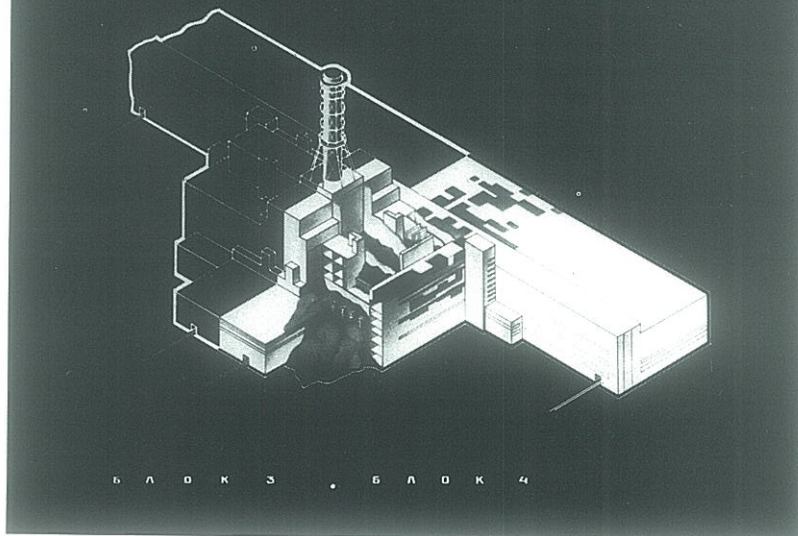
Los dos primeros objetivos se consi- guieron mediante el vertido, fundamen- talmente entre el 28 de abril y el 2 de mayo, de 40 toneladas de carburo de boro, a fin de garantizar que no se produciría una segunda reacción nuclear en cadena; de 800 toneladas de dolomita tanto para re- frigerar el núcleo a través del calor de descomposición de este compuesto como por la creación de una atmósfera rica en anhídrido carbónico; de 2.400 toneladas de plomo, también para reducir la tempe- ratura del núcleo a través del calor de fusión y formar capas impermeables por resolidificación, y 1.800 toneladas de arcilla y arena para formar una capa filtran- te de los productos radiactivos.

El vertido anterior impidió la pérdida de calor y el combustible se recalentó, aumentando con ello el escape de produc- tos radiactivos. Por ello, se requirió una acción paralela, que permitió la extracción de la energía residual, lo que se consiguió instalando un cambiador de calor, plano, situado sobre la losa del reactor y refrige- rado mediante nitrógeno, sin que se haya dado muchos detalles con respecto a este sistema.

Finalmente, las medidas a largo plazo incluyen la construcción de un sarcófago, capaz de retener los residuos de forma estable y segura. La construcción de las paredes y del techo, de hasta un metro de espesor, se hará mediante control re- moto y se garantizará el cumplimiento de las normas de protección; será capaz de resistir sucesos naturales extremos, y so- portará un sistema de extracción del ca- lor residual y control de hidrógeno, a base de aire en circuito abierto.

Continúa en pág. 29

ОБЩИЙ ВИД 3 И 4 БЛОКОВ ПОСЛЕ АВАРИИ



F IV El accidente supuso la elevación de la losa superior del nicho, una estructura cilíndrica de mil toneladas, y el desgarramiento de todos los canales de combustible y control doblemente solda- dos a dicha estructura. La violencia de la explosión e incendio subsiguiente destruyó la nave del reactor, la sala de bombas y salas adyacentes, así como la techumbre de la sala de turbinas. La zona norte fue la más afectada por ser allí las estructuras más débiles. En la foto se representa también el estado en que quedaron los materiales arrojados desde la noria de helicópteros.

F V Aspecto de la unidad averiada después de su sepultamiento. Se prevé la construcción de paredes y techos de protección que garanticen un nivel de radiación inferior a 1 mR/h en las paredes laterales y 5 mR/h en el techo y sea capaz de resistir los mayores fenómenos naturales previstos en la zona con una frecuencia esperada igual o superior a uno en diez mil años. Se dispondrá también de un sistema de ventilación, extracción del calor residual y control del hidrógeno utilizan- do aire en circuito abierto.

ОБЩИЙ ВИД ЗАХОРОНЕНИЯ 4 БЛОКА

