



Rafael CARO es Doctor en Física por la Universidad Complutense. Fue investigador de la Junta de Energía Nuclear desde 1958 a 1987. Ex-Presidente de la European Nuclear Society, es actualmente Consejero del Consejo de Seguridad Nuclear.

# LOS FACTORES HUMANOS

R. CARO

La posibilidad, considerada cualitativa y cuantitativamente, de que el operador de una instalación de cualquier tipo cometiera errores, siempre ha sido tenida en cuenta de forma más o menos explícita en todas las actividades del hombre. Desde un punto de vista histórico, fue la mecanización de la revolución industrial, seguida unos 150 años después por la mecanización de la industria química, quienes propiciaron las primeras investigaciones sobre los factores humanos. El interés se basaba de forma primaria en las características antropométricas, en el ambiente de trabajo desde un punto de vista fisiológico y en las capacidades sensoriales-motrices. Más adelante, desde la década de los 50, las industrias militares, y específicamente las aeroespaciales de los Estados Unidos, empezaron de forma sistemática a incorporar una cierta sofisticación a este tema. Sin embargo, sólo en los últimos 20 años se viene aceptando, y esto de forma creciente, que en sistemas interactivos grandes y complejos el factor humano pueda contribuir en gran medida a los fallos del sistema o, desde un punto de vista formalmente más optimista, aunque igual de realista, a su explotación eficiente, por cuanto puede colaborar a la eliminación de las averías, a abortarlas una vez iniciadas, o cuando menos, a mitigar sus consecuencias.

Casos típicos de estos errores son el del técnico fatigado que interpreta incorrectamente una señal no demasiado clara y que, en consecuencia, realiza una acción indebida sobre el sistema de control; o el cambio de turno en el que no se informa sobre algún detalle con respecto a la situación de determinados componentes o circuitos de la instalación sobre los que se ha efectuado una acción no usual; o la aparición de un fenómeno nuevo no contemplado adecuadamente en los programas de formación y entrenamiento del operador; o la lectura incorrecta de un parámetro más o menos crítico de la instalación a cuenta de un diseño no demasiado racional de la geometría de la consola de control, etc. El tema es complejo porque es difícil evaluar el comportamiento humano, ni siquiera cualitativamente, dado que una misma persona puede reaccionar de

formas muy diversas frente a los mismos estímulos, dependiendo de las circunstancias. Por ejemplo, un operador puede actuar de forma diferente, aunque la indicación esté bien definida, dependiendo de su situación personal íntima, de su fatiga física y psíquica, de los objetivos perseguidos por su acción, de su propia percepción del riesgo, de su grado de conocimiento, de la situación ambiental, etc. Otro factor que complica la situación es la tendencia al error sistemático en las acciones individuales. Así, una vez que una persona ha cometido un error, no sólo tiene tendencia a repetirlo, sino que lo combina con nuevos errores.

En este número monográfico sobre los factores humanos, el entorno es el específico de la energía nuclear, aunque gran parte de lo que aquí se dice pueda ser aplicable a cualquier entorno industrial con una interfase hombre-máquina.

En los accidentes o incidentes dignos de mención que han tenido lugar en la industria nuclear, y específicamente en los reactores y centrales nucleares, el protagonismo del factor humano frecuentemente ha sido decisivo. Al respecto es muy pertinente citar el comentario que sobre el accidente del SL-1 (1961) hace el libro *The Technology of Nuclear Reactors Safety*: "La mayoría de los accidentes llevan implícitos errores de diseño, errores de instrumentación y errores cometidos por los operadores o supervisores. El accidente del SL-1 es una lección práctica de todos ellos. Mucho se ha debatido sobre este accidente, sus causas y las enseñanzas que de él pueden extraerse, pero se ha prestado muy poca atención al papel que desempeñó el factor humano para que ocurriera. Existe la tendencia a analizar sólo lo ocurrido y señalar las deficiencias del sistema sin tratar de comprender por qué sucedieron, por qué se tomaron ciertas decisiones y no otras. En los exámenes postaccidente deben tenerse en cuenta la situación y las presiones a que estaba sometido el personal antes de que ocurriera el accidente."

Esto fue escrito hace 30 años y, en gran medida, sigue siendo válido en la actualidad. A título de ilustración, en lo que

sigue se hace una breve descripción de la influencia del factor humano en los accidentes nucleares más significativos.

## NRX.

### Diciembre 1952. Chalk River Nuclear Laboratories, Canada

Este reactor, experimental y plutónico, se hizo crítico por primera vez en 1947, en Chalk River, Canadá. Su potencia máxima de diseño era 20 MWt y, en 1952, se subió a 30 MWt. Se trataba de un reactor moderado por D<sub>2</sub>O y refrigerado por H<sub>2</sub>O; el combustible era uranio natural con vaina de aluminio. El sistema de control neutrónico consistía en 12 barras de CB<sub>4</sub> de accionamiento neumático, una de cadmio para control fino y la posibilidad de vaciar el D<sub>2</sub>O de la calandria de forma rápida.

En 1952 se estaba iniciando un experimento de comparación de reactividad entre elementos frescos y usados con el reactor a baja potencia. El operador por error abrió 3 válvulas de "by-pass" del sistema de aire de otras tantas barras de control, lo que las hizo salir del núcleo; sin embargo, el supervisor vio encenderse las correspondientes luces indicadoras en la consola y se dirigió él mismo a subsanar el error y cerrar las válvulas. Al cierre, las barras no se insertaron completamente en el núcleo, pero sí lo suficiente para desconectar los contactos de las luces de aviso de la consola. A continuación, el supervisor, convencido de que las barras estaban completamente insertadas, telefoneó a su ayudante de consola para iniciar una nueva acción, pero dándole una indicación errónea de los mandos a accionar, que cuando quiso corregir, ya las barras de seguridad se habían salido del núcleo. Si dichas barras de control hubieran estado completamente insertadas, no se hubiera producido la supercrítica y la correspondiente excursión de potencia que dañó seriamente al núcleo. Así pues, se produjo un error humano, subsanado por la acción del supervisor, seguido de un fallo técnico y otro de diseño, y de nuevo un fallo humano, esta vez por parte del propio supervisor. La excursión de potencia que alcanzó un pico de 90 MWt en 49 segundos fue finalmente atajada vaciando la calandria de D<sub>2</sub>O. Al cabo de 14 meses se incorporaron una nueva calandria y un nuevo núcleo. Desde 1987 el reactor se encuentra fuera de servicio.

## WINDSCALE.

### Octubre 1957. Windscale, R.U.

Los reactores 1 y 2 de Windscale se pusieron en funcionamiento en 1950 para producir plutonio para el programa militar británico. Estaban moderados por grafito, refrigerados por aire y cargados

con uranio natural, aunque en 1953 se aumentó levemente su enriquecimiento hasta 0,73% por razones de optimación económica.

Cuando se diseñó este reactor ya se sabía que el grafito se expandía por irradiación, aunque el conocimiento del fenómeno era limitado. Se sabía que los átomos de carbono desplazados por la irradiación neutrónica, suponían una energía almacenada llamada energía Wigner, que habría que disipar controladamente, y el procedimiento utilizado consistía en producir una especie de recocido subiendo la temperatura del núcleo del reactor por vía nuclear. En octubre de 1957 este procedimiento ya se habría aplicado una decena de veces, no siempre con éxito total, volviendo a fallar de

nuevo en esta oportunidad. Al no tener lugar de emisión esperada de energía Wigner al aumentar la temperatura haciendo el sistema levemente supercrítico, el operador intentó una segunda criticidad, como estaba previsto, pero demasiado pronto y con un ritmo de incremento de temperatura demasiado rápido, lo que fue la causa determinante del incendio del grafito del núcleo en un proceso que duró cerca de dos días, y al que finalmente sólo se pudo atajar inundando el recinto con agua. No se produjo ninguna víctima personal, pero tuvo lugar una considerable liberación de radiactividad al exterior (tabla I).

En el Informe al presidente de la UKAEA del Comité de Encuesta creado al efecto se concluía que la razón del incendio fue que el segundo calentamiento nuclear se había producido demasiado pronto y demasiado rápidamente, y que el operador no habría apreciado adecuadamente la lectura de todos los termopares del núcleo, que indicaban que una cierta liberación de energía Wigner estaba teniendo lugar en el primer calentamiento. También se indicaba que una vez detectado el calentamiento previo al incendio, los procedimientos de refrigeración disponibles no se habían utilizado adecuadamente.

El informe oficial sobre el accidente insistía explícitamente en que el incendio estuvo provocado por un *error humano* potenciado por un diseño inadecuado. En la actualidad de nuestros conocimientos deberíamos añadir que el ca-

rácter pionero de aquellos diseños, construcción y explotación también tuvo un cierto protagonismo.

## SL-1.

### Enero de 1961. National Reactor Testing Station, Idaho, EE.UU.

El Stationary Low-Power Reactor era un prototipo de 3 MWt de agua en ebullición en circulación natural y uranio enriquecido en U-235 al 91%. El núcleo estaba encerrado en una vasija cilíndrica de acero de 4,42 m. de altura y 1,37 m. de diámetro, todo ello dentro de un recinto de contención cilíndrico de acero de 11,6 m. de diámetro y 14,6 m. de altura. El control se efectuaba con 5 barras

TI

| Isótopo     | Actividad | Isótopo      | Actividad |
|-------------|-----------|--------------|-----------|
| Yodo-131    | 20.000 Ci | Estroncio-89 | 80 Ci     |
| Teluro-132  | 12.000 Ci | Estroncio-90 | 2 Ci      |
| Cesio-137   | 600 Ci    | Cesio-144    | 80 Ci     |
| Rutenio-106 | 80 Ci     |              |           |

cruciformes de Cd. Una característica notable que contribuía a la inseguridad intrínseca del reactor era que la extracción de la barra central, con las otras 4 insertadas, producía supercrítica.

Este reactor había sido diseñado por el Argonne National Laboratory para el ejército de los Estados Unidos para producir electricidad y calefacción en instalaciones militares remotas. Estaba ubicado en el National Reactor Testing de Idaho, realizando un período de pruebas desde su criticidad inicial en agosto de 1958 hasta febrero de 1959, fecha en que fue transferido a Combustion Engineering para continuar con un período de demostración para entrenamiento y uso posterior.

El SL-1, a lo largo de este período, había mostrado ciertas características de inseguridad, tales como dificultad de inserción por gravedad de las barras de control, y desprendimiento de las tiras de boro utilizado como veneno quemable. La AEC había impuesto a lo largo de este período algunas modificaciones que no terminaron de arreglar la situación. En diciembre de 1960 se detuvo el reactor para introducir nuevas modificaciones en el núcleo, lo que exigía desmontar previamente los mecanismos de accionamiento de las barras de control. El 3 de enero de 1961 todo estaba dispuesto para arrancar de nuevo el reactor; sin embargo, en el proceso de arranque se produjo un accidente de criticidad en el que perdieron la vida los tres miembros del equipo de operación, produciéndose

además daño muy severo del núcleo. La reconstrucción de los hechos parece indicar que un operador extrajo manualmente la barra central de control 50,8 cm., lo que produjo una excursión de potencia de 20.000 MWt (la criticidad se conseguía al llegar a 42,42 cm). La razón de esta acción por parte del operador es desconocida; se han aventurado sugerencias desde problemas mentales a intento de desbloqueo de una barra atascada.

Aunque este es un accidente cuyo protagonismo inmediato directo es el factor humano, se reconoce que el diseño y la construcción del reactor adolecían de deficiencias muy serias. Asimismo, la documentación y los procedimientos de operación, incluida la línea de responsabilidades en temas de seguridad —también incorporables al capítulo de factores humanos— no eran satisfactorios en absoluto.

### **FERMI-1.** **Octubre de 1966. Munroe,** **Michigan, EE.UU.**

Este reactor se hizo crítico por primera vez en agosto de 1963. Se trataba de un reactor rápido propiedad de 21 empresas con el que pensaban adquirir experiencia en la producción de electricidad con este tipo de sistemas. Su potencia nominal era 300 MWt, estaba refrigerado por sodio y su combustible era uranio enriquecido al 25,6% en U235. Desde la primera criticidad estuvo en período de pruebas a baja potencia hasta diciembre de 1965 en que se le autorizó a subir a 200 MWt. A partir de entonces tuvieron lugar las siguientes anomalías:

- En junio de 1966, estando a 67 MWt, se observaron temperaturas anormalmente altas en dos elementos combustibles (20 y 25% por encima de lo normal).
- A pesar de la anomalía anterior se subió la potencia a 100 MWt, y en el mes de agosto se volvieron a registrar temperaturas anormalmente altas (esta vez 40 y 47% por encima de lo normal). Sin embargo, se continuó la operación a pesar de estas anomalías, porque las temperaturas estaban por debajo de las de diseño a la potencia nominal de 300 MWt.
- Al mismo tiempo, un tercer elemento combustible mostraba temperaturas anormalmente bajas.
- En septiembre del mismo año se trasladaron los tres elementos combustibles a otras posiciones en el núcleo para investigar las razones de las anteriores anomalías. En este proceso, el 5 de octubre, con el reactor a 20 MWt, se registró una variación errática de nivel neutrónico. Al pasar a control manual desapareció la inestabilidad.
- El mismo día, en el proceso de subida de potencia, al llegar a

27 MWt, volvió a aparecer la señal errática.

- Poco después se constató que las barras de control y las de control fino estaban anormalmente extraídas del núcleo.
- La temperatura de salida del refrigerante en dos elementos combustibles era anormalmente alta, pero se continuó con la subida a potencia.

Unos minutos después el monitor de radiactividad de los conductos de ventilación del edificio de contención y otros monitores dispararon sus alarmas, esto forzó a parar el reactor cuando estaba a 31 MWt.

En la investigación post-accidente se encontró que había tenido lugar una importante pérdida de reactividad, razón por la que las barras de control automático se habían salido parcialmente del núcleo, debido al bloqueo de algunos canales de refrigeración, y a la recolocación en cuatro elementos combustibles como consecuencia de su deterioro y fusión parcial. La razón del atascamiento de los canales de refrigeración se debió al desprendimiento y recolocación de un recubrimiento de zirconio incorporado en una fase muy tardía al diseño para evitar recritidades en caso de fusión del núcleo.

Aparte de fallos de construcción y administrativos, la responsabilidad de los factores humanos en el accidente queda patente en los apartados enumerados anteriormente en esta descripción.

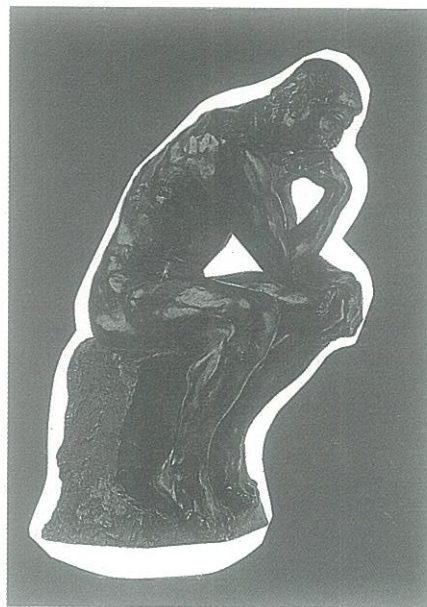
Afortunadamente no se produjeron víctimas y la liberación de radiactividad al exterior fue despreciable.

### **TMI-2.** **Marzo de 1979, Harrisburgh** **Pensilvania, EE.UU.**

Se trataba de un reactor de agua a presión de diseño Babcock and Wilcox de 959 MWe, que alcanzó su primera criticidad en marzo de 1978. Justamente un año después sufrió un accidente que destruyó totalmente su núcleo. Este accidente junto con el que tuvo lugar en Chernobil siete años después son, sin duda alguna, los más conocidos en el mundo, y los que más consecuencias han supuesto para la industria nuclear. El análisis del accidente se ha publicado en repetidas ocasiones de tal modo que se describirá aquí muy brevemente, poniendo énfasis en la parte debida a los factores humanos.

Hacia las 4 de la mañana del 28 de marzo de 1979 y con el reactor trabajado al 98% de potencia (la potencia nominal es de 845 MWe), se produjo un fallo de pérdida de agua de alimentación a los generadores de vapor. Este hecho fue debido a la presencia de humedad en la línea de aire de una válvula del sistema mencionado. El sistema auxiliar, redundante, del que la central disponía por diseño, no entró en funcionamiento por-

que la válvula que habría actuado automáticamente se había dejado cerrada por olvido con ocasión de las tareas de mantenimiento. El nivel de agua del lado del secundario del generador de vapor empezó a disminuir, y la pérdida de caudal provocó la parada de la turbina, lo que sumado a la subida de presión y temperatura del primario, que había ocurrido como consecuencia de la disminución del sumidero de calor del generador de vapor, provocó una parada de urgencia del reactor. Por otra parte, la subida de presión hizo abrir a la válvula de alivio del presionador (a 2.355 psig), cuya descarga va a un tanque de almacenamiento dentro del recinto de contención. Cuando se recuperó la presión del primario, la válvula del presionador falló al cierre, con lo que el agua rebasó la capacidad del tanque mencionado rompiendo la válvula de cierre y derramándose sobre el suelo del recinto de contención, lo que supuso la primera emisión, aunque muy leve, de radiactividad. Por supuesto, esto produjo una disminución de presión y de inventario de agua en el primario, lo que hizo entrar en funcionamiento la inyección de alta presión del sistema de refrigeración de emergencia (ECCS). Este sistema había sido activado automáticamente por baja presión en el primario (1.600 psig), o bien por bajo nivel de agua en el presionador. El operador de la central malinterpretó la lectura del nivel del presionador, o realmente el medidor de nivel no funcionó bien. En todo caso, no apreció que la válvula de alivio no había cerrado, y desconectó manualmente el ECCS, con lo cual, el sistema siguió perdiendo agua sin reposición. Cuando el inventario de agua disminuyó hasta una presión equivalente de 1.300 psig.,



**FI** "El Pensador", de Rodin.

aparecieron síntomas de cavitación en las bombas principales, por lo que el operador, por temor a que se dañaran y, sin saber el origen del fenómeno, las detuvo manualmente, con lo que el núcleo se quedó sin refrigeración, y perdiendo agua. En este momento abrieron manualmente las válvulas del sistema de alimentación auxiliar de agua del generador de vapor, aunque ya había estado la parte superior del núcleo descubierta de agua durante algún tiempo, dañándose o casi fundiéndose los elementos combustibles. El sistema de inyección a alta presión se usó en aquel momento durante algún tiempo para recuperar el núcleo y por fin se encontró que la válvula de alivio del presionador seguía abierta, y fue cerrada manualmente.

Los sistemas de bombeo de agua en los sumideros del edificio de contención, que sólo se cierran por alta presión, actuaron automáticamente trasvasando el agua vertida por el presionador, cada vez más radiactiva, al edificio auxiliar. Los productos de desgasificación de este agua, y principalmente el lodo, Kriptón y Xenón, no pudieron ser retenidos por los sistemas de filtrado de este edificio, produciéndose el primer escape incontrolado de radiactividad al exterior. Comprobaciones posteriores han mostrado que prácticamente todos los elementos del núcleo sufrieron fusión total o parcial, y como consecuencia de las altas temperaturas alcanzadas la reacción metal-agua produjo hidrógeno, que en parte escapó al recinto de contención provocando alguna explosión.

Aunque los desperfectos que el accidente ocasionó en el reactor fueron tan grandes que no ha podido volver a ponerse en funcionamiento, no se produjo ninguna víctima, y las consecuencias radiológicas fueron despreciables.

El análisis secuencial del accidente nos indica que aparte de fallos técnicos, administrativos y de diseño hubo los siguientes fallos humanos:

- incorrecta interpretación de la medida del inventario de agua en el primario (presionador) por parte del operador,
- no apercibirse de que la válvula de alivio del presionador no cerraba,
- cerrar manualmente la contribución del ECCS, y no comprobar la pérdida subsiguiente de agua,
- el cierre manual de las bombas principales que impidió aún más la refrigeración.

El accidente de TMI-2 fue una lección de humildad para los expertos nucleares, y especialmente en el mundo occidental las lecciones aprendidas son muchas e importantes.

## CHERNOBIL.

**Abril de 1986. URSS**

La Central Nuclear de Chernobil, situada a unos 100 km. de Kiev (URSS), constaba

en el momento del accidente de cuatro reactores en servicio y dos más en construcción, todos ellos del tipo RBMK-1000. La unidad 4 entró en servicio a finales de 1983, y fue destruida por un accidente de criticidad en 1986.

El reactor RBMK consiste en un cilindro constituido por una matriz de grafito, que hace de moderador, y con unas perforaciones verticales en las que van alojados los elementos combustibles, óxido de uranio al 2,0% un U-235, dentro de tubos de presión por los que circula el refrigerante, H<sub>2</sub>O en ebullición. El esquema, autoexplicativo, se da en la figura III.

El accidente que sufrió esta central, el más grave de la historia de la tecnología nuclear, es igual de famoso que el de TMI-2, y también ha sido descrito en múltiples ocasiones, de modo que también en este caso haremos una descripción muy somera de él.

Se trataba de aprovechar una parada programada de la central a finales de abril de 1986 para medir la evolución temporal de la tensión en bornas del turboalternador en el caso de una parada de emergencia del reactor. En el caso de una parada del reactor, en todas las centrales se dispone, energía eléctrica exterior y de generadores Diesel para asegurar la refrigeración del núcleo del reactor, que aunque esté apagado, como ya se ha dicho en la primera parte de esta conferencia, debido a su radiactividad tiene un calor residual tan elevado que puede fundirlo, si no se extrae la energía producida. Por eso, es norma habitual que cuando haya una falta de suministro eléctrico exterior (blackout o apagón) como medida de seguridad se apague el reactor utilizando el generador Diesel para la extracción de calor residual. El problema procede en general de que el arranque de los motores Diesel, con frecuencia, ofrece dificultades.

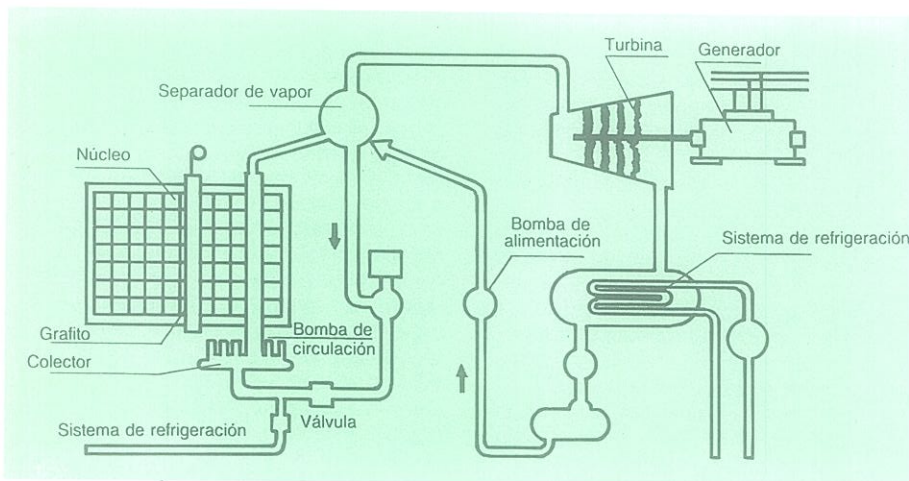
Por las razones mencionadas, el personal de operación de Chernobil había deci-

dido aprovechar una parada programada de su programa general de mantenimiento para medir durante cuánto tiempo después de una parada del reactor, el turbogenerador, cuyo momento de inercia es muy grande, seguía guiando y, por lo tanto, generando una tensión en bornas, a fin de conocer el intervalo disponible para la entrada en servicio de los generadores Diesel. En el libretto-guía de la experiencia propuesta y aprobada por la autoridad competente, figuraba hacer la experiencia con el reactor funcionando a una potencia entre 700 y 1.000 MW y un solo grupo turbo-alternador.

Con esta decisión, tomada el día 25 de abril de 1986 a la 1 de la madrugada, se comenzó la experiencia requiriendo del sistema de control automático del reactor la bajada a la mitad de potencia. Uno de los inconvenientes técnicos de este reactor es su gran tamaño físico, que exige un sistema de control complicado para mantener todo su volumen en igualdad de condiciones termohidráulicas. El sistema de servocontrol automático tardó 12 horas en reducir la potencia neutrónica a la mitad, 1.600 MW, momento en el que se desconectó uno de los grupos turbogeneradores y una hora después el sistema de refrigeración de emergencia para evitar que entrara en funcionamiento y enmascarara la experiencia en curso. Esta decisión no era muy adecuada puesto que suponía la desconexión de un elemento vital para la seguridad de la planta. Cuando se disponían a bajar la potencia al intervalo 700-1.000 MW, recibieron una comunicación del centro de distribución de energía eléctrica de Kiev para que siguieran conectados por necesidades de la red. Esta circunstancia se prolongó hasta las 23 horas 10 minutos, en que les comunicaron que podían desconectarse de la red. Durante estas 10 horas de funcionamiento rutinario no habían conectado el ECCS, lo que, a pesar de que no tuvo ningún



**F II** Consola de control de TMI-2.



F III Chernobyl 4. Esquema.

efecto sobre el accidente, constituyó una violación flagrante de las normas de seguridad.

Los operadores preocupados por las 10 horas de retraso en el comienzo del experimento decidieron bajar la potencia manualmente para lo cual hubieron de desconectar el sistema automático de control de potencia. Esto fue incorrecto por cuanto vulneraba el libreto de operaciones de la experiencia. Por otra parte, y debido a la complejidad del sistema, y quizá a las prisas con que actuaban, perdieron el control y el reactor prácticamente se apagó (30 MW). Eran las 0 horas y 28 minutos del día 26. Después de una caída tan brusca de potencia, el Xe-135 iba a acumularse inevitablemente impidiendo durante varias horas el arranque del reactor y, por tanto, la experiencia. Consecuentemente, los operadores, con prisas, sacaron las barras de control interiores del reactor para aumentar su reactividad, llegando a quedarse sólo con seis, cuando los requisitos operacionales exigían un mínimo de 30. Este hecho tuvo una influencia decisiva en el accidente. A la 1 consiguieron subir la potencia a 200 MW, y decidieron seguir con la experiencia, a pesar de que en el libreto de operaciones especificaba el intervalo 700-1.000 MW. Esto fue una nueva violación de la seguridad.

A la 1 hora y 3 minutos se conectan las cuatro bombas de circulación del turbogenerador desconectado al que seguía en funcionamiento para asegurar la refrigeración del calor residual del reactor cuando se hiciera el experimento (en el cual sus cuatro bombas dejarían gradualmente de funcionar según se consumiera la energía cinética del motor del turbogenerador). Esto produjo una superrefrigeración, y la ausencia total de burbujas de vapor en el agua de refrigeración.

A la 1 hora, 23 minutos, 4 segundos el operador desconectó los sistemas de parada automática de emergencia por

temor a que impidieran la finalización del experimento. Inmediatamente a continuación comenzó la experiencia propiamente dicha, cortando el suministro de vapor al turboalternador. Unos pocos segundos después empezó a subir la potencia, el operador intentó apagar el reactor introduciendo las barras de control de parada de emergencia que no entraron a tiempo. Se produjo la primera explosión.

La razón fue que, debido al gran tamaño del núcleo del reactor y a la extracción de prácticamente todas las barras de longitud parcial, en alguna de sus zonas aumentó la reactividad y, por consiguiente, la temperatura, que por leve que fuera, y debido al carácter positivo del coeficiente de temperatura, inició un proceso divergente que fue imposible atajar mediante acción manual.

Por otra parte, las elevadas temperaturas alcanzadas habían propiciado la reacción metal-agua entre las vainas de circaloy y el refrigerante, liberando  $H_2$ . El deterioro producido por la primera explosión permitió el paso del aire al núcleo del reactor y, por consiguiente, las explosiones de hidrógeno que tuvieron lugar a continuación. La liberación de radiactividad al exterior fue de 50 millones de curios.

Como consecuencia de estas explosiones la central quedó completamente destruida; se produjeron 31 víctimas, de las cuales dos de forma inmediata por traumatismos y las restantes por radiación. En cuanto a efectos diferidos, hasta el momento, no se ha detectado ninguno, aunque según las predicciones efectuadas en colaboración con la Organización Mundial de la Salud se producirán un millar de cánceres letales en los próximos 70 años, cifra que hay que comparar con los 70 millones de cánceres que se producirán por causas naturales; es decir, el efecto muy inferior al producido por la radiactividad natural no será medible. Hasta el momento se puede afirmar

con seguridad que no se ha producido ningún efecto detectable en el Continente Europeo fuera de la URSS.

### VANDELLOS-1. Noviembre, 1989. España

Es pertinente incorporar, aunque sólo sea como una mera mención, el caso del incendio de la C.N. Vandellós I, situado en el nivel 3 de la Escala de Gravedad de OIEA, que consistió en una concatenación de fallos técnicos y de diseño, pero en el que la adecuada actuación del personal de la central consiguió reducir el accidente, evitando daños al núcleo y liberación de radiactividad al exterior. Es, pues, un caso en que los factores humanos actuaron positivamente en la mitigación.

A pesar de que casi todos los accidentes descritos en los párrafos anteriores tienen una fuerte componente del factor humano, es solamente a partir del de Three Mile Island —año 1979— cuando la comunidad nuclear internacional decide prestar a este tema una atención especial. Es pertinente mencionar, no obstante, que en el año 1975 se había publicado en los Estados Unidos de Norteamérica el *US Reactor Risk Study*, comúnmente conocido como el WASH-1400 o Informe Rasmussen, en el que se analizaba este tema con profundidad. Ciertamente, este informe adolecía de algunos defectos; por ejemplo, aunque aceptaba que había errores típicos, específicamente de comisión, de omisión, de duración (no terminar la acción en el tiempo requerido), de secuencia (no realizar las acciones en el orden preestablecido), y extraños (realizar acciones imprevistas), no se trataban con ningún detalle las razones subjetivas subyacentes en dichos errores. De igual manera, el CSIN (Comité de Seguridad de Instalaciones Nucleares) de la Agencia para la Energía Nuclear de OECD en 1978, un año antes de TMI-2, emprendió un análisis de las fuentes disponibles de información sobre la fiabilidad humana, para mejorar los análisis de seguridad. El primer paso consistió en la revisión de los informes enviados a los organismos nacionales de regulación en relación con incidentes de centrales nucleares. Sin embargo, aunque estos datos eran reales, debido a que los datos se proporcionaban desde hacía relativamente poco tiempo, cualquier estudio estadístico en relación con ello no presentaba una fiabilidad adecuada; además, los informes eran en general incompletos, en lo que al factor humano se refería. Después se dispuso de más fuentes de información sobre fallos humanos procedentes de otros dominios, concretamente organismos militares y aeroespaciales, pero el carácter altamente especializado de estas activi-

dades hacía difícil su traducción a la industria nuclear. Otra fuente de información potencial en relación con el comportamiento de los operadores era la obtenida en los cursos de entrenamiento con simuladores. Sin embargo, su aplicación a una situación real debe de hacerse teniendo en cuenta que los factores de tensión emocional son muy diferentes en ambos casos.

Sin embargo, el accidente de TMI-2 fue realmente el revulsivo que necesitaba la comunidad nuclear internacional para rellenar algunos huecos que quedaban por tapar. Desde cierto punto de vista, fue como una cura de humildad en un entorno humano en el que quizá había demasiada autocomplacencia. Como indica A. Alonso (ref. 6) "... es significativo el título dedicado a la investigación que figura en el primer informe (1975) de la recién creada Nuclear Regulatory Commission de los EUA. El título de dicho capítulo reza: EXPANDING CONFIRMATORY RESEARCH". Hoy, es obvio, sin embargo, que había que hacer algo más que confirmar. Había temas no bien conocidos que tenían que ver con la termohidráulica, con los mecanismos de fusión del núcleo, con la interacción corium-hormigón, con el transporte de los productos de fisión, con la resistencia de la contención... y con los factores humanos.

Dentro de este último capítulo había, y en cierta medida sigue habiendo aunque se han analizado durante más de una década, temas en los que pensar y soluciones en las que insistir. De todos ellos, el de mejor relación costo-beneficio como hoy se reconoce internacionalmente, es el del entrenamiento de los operadores. Este capítulo comprende los programas de enseñanza teórica y práctica, la fiscalización y control por parte de los organismos reguladores de las licencias de operación, la utilización de simuladores "full scope" y de ingeniería, los sistemas de comunicación de incidentes entre centrales, la ergonomía de las salas de control y la fiabilidad humana.

Evidentemente, por más automatizado que esté el funcionamiento de una central nuclear, en régimen rutinario o en estados transitorios, el papel del operador es muy difícilmente sustituible al 100%. Es estrictamente necesario disponer de personas que tengan un conocimiento profundo de la fenomenología del funcionamiento de la planta, y esto en cualquier circunstancia. Por supuesto, se requieren distintos niveles, tema del que tratará uno de los artículos de este número monográfico, pero en todo caso, la formación, el entrenamiento y los reciclajes son temas inherentes al buen funcionamiento de las centrales. Y no se trata solamente del conocimiento profundo de la fenomenología, sino también del modo y estilo de pensar y considerar las

actuaciones propias y ajenas en relación con la central; es una parte importante de lo que se ha dado en llamar Cultura de la Seguridad.

En estos programas de formación los simuladores tienen una participación muy importante, tanto los "full scope", es decir, los que son réplica exacta o casi exacta de la sala de control del reactor, como los llamados de ingeniería, llamados a tener cada vez más protagonismo. Desde luego, los primeros son utilísimos para el entrenamiento del operador en una primera etapa, en la que quizá cuenta más el conocimiento formal de las capacidades del sistema y su ubicación, que el conocimiento detallado y profundo de la fenomenología íntima de la máquina en cualquier circunstancia, estable o transitoria. Esta última fase de naturaleza inherentemente más complicada parece que deba estar reservada a los operadores de más experiencia, es decir, los supervisores en la terminología española, y su entrenamiento, con capítulos importantes dedicados a la mitigación de accidentes severos, puede realizarse con simuladores de ingeniería, es decir, sin necesidad de "replicar" exactamente a la Sala de Control. En un futuro inmediato, o incluso ya en fase de implementación, estará disponible una generación de simuladores capaces de trabajar en tiempo real, o incluso más rápidamente, que permitirán una formación más completa del supervisor o, incluso su utilización en caso de accidente para adelantar resultados.

Parte muy importante en la formación de los operadores, y así se está procediendo en el mundo, es la internotificación de incidentes operativos. Esta es una forma eficaz de reparar en la posibilidad de incidentes no deseados, y prevenir su ocurrencia, por la vía de saber que ya han ocurrido anteriormente en centrales similares. Naturalmente, este proceso exige una Infraestructura-Red extensa, con un sistema de comunicaciones adecuado. Parece evidente que la colaboración internacional es punto menos que necesaria en este capítulo. También este tema se trata *in extenso* en este número.

Dentro del campo de los simuladores, aunque no específicamente dedicado a la formación de operadores, están las máquinas conocidas genéricamente como "Display Systems", que básicamente son ayudas tecnológicas-hardware, que permiten al operador visualizar el estado de la central y, por lo tanto, facilitar (vale decir, hacer más concienzuda y segura) su operación. Este tema está relacionado en gran medida con lo que ha dado en llamarse ergonomía de la sala de control, entorno en el que cae también la distribución geométrica y accesibilidad desde el punto de vista del operador de los medidores de las magnitudes de interés de la central, junto con

la priorización de su importancia desde el punto de vista de la seguridad. La fiabilidad humana, magnitud ésta, si es que así puede llamarse, difícilmente cuantificable, cierra la sucesión de temas que componen este número monográfico.

En el entorno tecnológico mencionado se han realizado gran cantidad de análisis en varios gabinetes y laboratorios mundiales, pero es de justicia mencionar el centro de Halden (Noruega) como uno de los más dedicados a este tema. El Halden Reactor Project comenzó en 1958 con un programa de pruebas de combustibles coordinado por OECD en el reactor BWR de 20 MWt del Centro mencionado. En dicho proyecto y sus extensiones sucesivas participaron prácticamente todos los países de OECD además de Combustion Engineering Inc., EPRI y General Electric como empresas asociadas. Casi desde el principio se constituyó un grupo de análisis de la interfase hombre-máquina que investigó básicamente la ergonomía y ayudas al operador en sala de control, técnicas de entrenamiento, sistemas visuales híbridos, diseño de prototipos y más recientemente fiabilidad humana. Es decir, prácticamente todos los temas que afectan al capítulo general de los factores humanos.

Para terminar este artículo, que es básicamente una introducción de todos los que siguen en este número monográfico, es preciso poner énfasis en un estado de opinión, actualmente de alcance mundial, que podría resumirse en la siguiente frase de carácter casi coloquial, "Es preferible una central mala, pero con buenos operadores que una central buena, pero con malos operadores".

## REFERENCIAS

1. THOMSON & BECKERLEY. *The Technology of Nuclear Reactors Safety*. Massachusetts Institute of Technology Press, 1964.
2. P. BERGHAUSEN et al. HUMAN FACTORS. *Nuclear News*, June, 1990.
3. MOSEY DAVID. *Reactor Accidents; Nuclear Safety and the Role of Institutional Failure*. Nuclear Engineering International Special Publications, 1990.
4. A. ALONSO. *Desarrollo histórico de los criterios de la Seguridad Nuclear*. Instituto de Estudios Nucleares. JEN, 1979.
5. French Nuclear Society and Soviet Nuclear Society. *Proceedings of the Conference: Nuclear Accidents and the Future of Energy*. Paris. 15-17, abril 1991.
6. A. ALONSO. *La Investigación sobre Accidentes Severos*. Sociedad Nuclear Española. Octubre, 1989.