

En julio de 1984 la cabeza de la vasija del reactor dañado en TMI-2 fue colocada en su lugar de almacenamiento en el edificio del reactor. La cabeza de la vasija está envuelta en mantas de plomo y rodeada de columnas rellenas de arena que le sirven de blindaje.

Progresos sostenidos en la TMI-2

Los logros pasados facilitan la labor de los equipos encargados de recuperar el combustible

por Cynthia J. Hess
y Stephen W. Metzger

El accidente ocurrido el 28 de marzo de 1979 en la Unidad 2 de la central nuclear de Three Mile Island (TMI-2) constituye una de las pruebas de mayor envergadura y más difíciles que jamás haya tenido que enfrentarse en un reactor comercial de agua ligera en lo que respecta a la filosofía de seguridad y el funcionamiento de los sistemas de seguridad de las centrales nucleares que se explotan con fines industriales.

Los daños infligidos al núcleo del reactor y el consiguiente escape de productos de fisión hacia el sistema de refrigeración primario, el edificio del reactor, y los sistemas e instalaciones auxiliares alcanzaron una magnitud nunca antes experimentada en un sistema energético de reactores de agua ligera.

El accidente ha brindado a la industria nuclear una oportunidad singular de saber más sobre el comportamiento de una central durante un accidente que ocasiona graves daños al núcleo, y después de él, suministrando información que sería imposible de obtener mediante otros programas de investigación, desarrollo y experimentación de accidentes graves. (Pese a los grandes daños que sufrieron el núcleo y la central, la radiación liberada al medio ambiente fue muy baja.)

La Sra. Hess y el Sr. Metzger trabajan para la División de Programas de TMI, Idaho National Engineering Laboratory, EG&G Idaho, Inc., Idaho, EE.UU. (Todas las fotos son cortesía de la EG&G.)

La oportunidad de adquirir experiencia como consecuencia del accidente condujo al establecimiento de un programa especial conjunto en que participaron el propietario de la central, la GPU Nuclear, el Electric Power Research Institute (EPRI), la Comisión Reguladora Nuclear de los EE.UU. (NRC) y el Departamento de Energía de los EE.UU. (DOE). El programa fue creado con objeto de obtener y analizar los datos sobre el accidente y sus secuelas; determinar sus causas y consecuencias; desarrollar nuevas técnicas de recuperación para hacer frente a los problemas singulares que surgieron en TMI, y compartir los hallazgos y las tecnologías con la industria nucleoelectrónica comercial.

Descontaminación: nuevas técnicas y métodos

Desde que ocurrió el accidente hasta la fecha, el programa de recuperación ha cubierto una serie de etapas. En 1979, un sistema de tratamiento de agua denominado EPICOR-II, que emplea fundamentalmente resinas orgánicas para absorber los productos de fisión, comenzó a descontaminar los 21 388 metros cúbicos de agua generados por el accidente en las instalaciones auxiliares y de manipulación del combustible. En ese mismo año, miembros del personal llevaron a cabo la primera inspección del edificio del reactor utilizando cámaras y detectores de radiaciones.

En 1980, se había ventilado con la seguridad requerida un total de 43 000 curios de criptón radiactivo del edificio del reactor, lo que permitió que los trabajadores, dotados de ropa protectora y respiradores, penetraran en el edificio con regularidad.* El propietario de la central y los organismos federales supervisaron cabalmente la ventilación, y los valores de las exposiciones fuera del emplazamiento fueron muy inferiores a los máximos permitidos por las normas estatales.

Al año siguiente se introdujo en TMI-2 un nuevo método de descontaminación del agua. Se empleó el aparato conocido como Sistema Desmineralizador Sumergido (SDS) para tratar aproximadamente 22 713 metros cúbicos de agua muy contaminada que penetró en el sótano del edificio del reactor durante el accidente. El SDS, que se asemeja al sistema de intercambio iónico EPICOR-II, funciona según el mismo principio en que se basa el suavizador de agua doméstica. Mientras que el suavizador elimina los minerales indeseados que "endurecen" el agua potable, el SDS elimina la radiactividad.

Existen dos diferencias fundamentales entre el SDS y el EPICOR-II. La primera es que el SDS funciona bajo el agua en la piscina de combustible irradiado de la Unidad 2 contigua al edificio del reactor, lo que protege a los trabajadores contra las radiaciones de alto nivel. La segunda estriba en que el SDS utiliza un material inorgánico llamado zeolita para absorber del agua los productos de fisión. El proceso de intercambio iónico del SDS eliminó eficazmente del agua contaminada más del 99% de los productos de fisión, en especial el cesio y el estroncio. Luego de pasar por los recipientes de zeolita, el agua fue tratada por el sistema EPICOR-II y almacenada en tanques.

Reducción de los niveles de radiación

En marzo de 1982, la GPU Nuclear llevó a cabo en la Unidad 2 el primer experimento de descontaminación en gran escala. El DOE se encargó de definir y financiar el experimento de tres semanas de duración con el que se puso a prueba la eficacia de diferentes técnicas y equipos para la descontaminación de superficies grandes y complejas. Desde entonces, la GPU Nuclear viene aplicando algunas de las técnicas introducidas en ese experimento amplio de descontaminación, conjuntamente con otros métodos, para reducir eficazmente los niveles de radiación en el edificio. A mediados de 1985, el propietario de la central informó que los promedios de la tasa de dosis habían descendido a 67 milirrem por hora en el nivel de entrada, a 34 milirrem por hora en el piso de operaciones y a menos de 15 milirrem por hora en la zona de descarga del combustible. Esas cifras constituían una reducción respecto de los 430 y 240 milirrem por hora registrados en 1980.**

La técnica predominante empleada en el experimento de 1982 fue la del "hidroláser": la aspersión de los suelos, de las paredes, y de las superficies de diversos elementos de equipo con agua a baja y alta presión.

* En el uso internacional se ha sustituido el curio por el bequerelio, que equivale a una desintegración por segundo, o aproximadamente $2,7 \cdot 10^{-11}$ curios.

** En el uso internacional se ha sustituido el rem por el sievert, que equivale a 100 rem.

Otras técnicas requirieron el uso de capas de silicio desprendibles, escobas mecánicas y detergentes, y surtidores rotatorios montados sobre ruedas. En fecha más reciente, empleados de la GPU Nuclear han llevado a cabo el raspado de los pisos, mediante el cual se desprenden la pintura y cerca de 0,16 centímetros de hormigón, que luego se recogen y envasan por un sistema de aspiración. Más tarde el suelo raspado se vuelve a pintar.

La reducción de la dosis también se ha atribuido a la extracción de miles de metros cúbicos de agua del sótano del edificio del reactor y al blindaje de otras fuentes de radiación. El uso de mantas y de ladrillos de plomo ha contribuido a bloquear las emisiones de fuentes tales como los enfriadores de aire ubicados en el piso de entrada y las escaleras que dan acceso al sótano del edificio.

Expedición de desechos

En mayo de 1982, se expidió desde TMI la primera "envoltura" SDS ("SDS liner") que contenía zeolita radiactiva. Tres de estas "envolturas" se emplearon en un proyecto de investigación del DOE, encaminado a estudiar la vitrificación, en el que las zeolitas que absorbían los productos radiactivos se mezclaron con productos químicos, se calentaron hasta alcanzar unos 1323 grados kelvin y se enfriaron hasta formar un cilindro de vidrio. Los ensayos probaron que el vidrio apresaba de forma eficaz los contaminantes radiactivos. Las demás "envolturas" SDS se colocaron en envases adicionales especiales de hormigón y se enterraron en un laboratorio oficial.

El contenedor de alta integridad recibe ese nombre debido a su composición resistente: hormigón armado forrado con un revestimiento interior de acero y cubierto con una capa de una resina de epóxido para protegerlo contra la corrosión. Diseñado y elaborado por los programas de investigación del DOE, este recipiente de 2,1 m de alto y 1,5 m de diámetro cumple las normas federales de los Estados Unidos y fue aprobado por la industria nuclear. El DOE continúa fiscalizando las "envolturas" SDS en un programa de enterramiento de demostración, cuyos parámetros de interés son la presión, la temperatura, la humedad y los productos de fisión.

Se descubre el vacío del núcleo

En mayo de 1982, los trabajadores de la central introdujeron cámaras en el reactor a fin de observar los daños por primera vez. Pese a su limitado alcance, el proyecto, conocido por el sobrenombre de "Quick Look" ("vistazo"), ofreció a los investigadores pruebas concretas de la situación real del núcleo y de los componentes internos superiores. Los ingenieros que examinaron los datos llegaron a la conclusión de que varios conjuntos combustibles habían sufrido daños considerables, lo que había ocasionado un vacío en la parte superior del núcleo y la formación de un lecho de escombros en la parte inferior.

Al año siguiente, los técnicos pudieron observar el vacío con más nitidez mediante exámenes de video detallados y un sistema de topografía del núcleo (CTS) diseñado y construido especialmente para el proyecto

por la EG&G Idaho, Inc., por encargo del DOE. El cabezal detector del CTS, provisto de transductores ultrasónicos, al ser introducido en el reactor emitió una señal ultrasónica que se reflejó en la primera barrera que encontró y regresó al transductor que la había emitido. El tiempo que demoró la señal en regresar indicó a los técnicos la distancia entre la superficie y el cabezal detector.

Los 500 000 datos numéricos resultantes revelaron que el vacío era aproximadamente simétrico y que en algunos lugares llegaba hasta el borde del núcleo. La cavidad era de unos 9,5 metros cúbicos, y en el lugar más profundo descendía hasta unos 2 metros de la parte inferior de la cámara de sobrepresión. Muy pocos conjuntos combustibles quedaron intactos, y estos se hallaban en la periferia. Asimismo, de la parte inferior del conjunto de la cámara de sobrepresión superior colgaban porciones del extremo superior de los conjuntos combustibles —información que resultaba indispensable para los planes ulteriores de extracción de la cámara de sobrepresión.

La GPU Nuclear determinó la profundidad del lecho de escombros mediante otra serie de ensayos en la que los trabajadores introdujeron en 17 lugares del lecho de escombros una varilla de acero inoxidable de 11,9 metros de longitud y 59 kilogramos de peso. Los sondeos indicaron que la profundidad del lecho oscilaba entre 36 y 117 centímetros. Miembros del personal supervisaron la operación con ayuda de cámaras y luces subacuáticas cuidadosamente ubicadas, y toda la operación fue grabada en cintas de video. Al mismo tiempo, los técnicos aprovecharon el proyecto para ensayar una nueva técnica de mejoramiento visual que resalta las imágenes obtenidas con escasa luz y pocos fotones, como son las tomadas de un monitor de video.

Las muestras tomadas del núcleo han ayudado también a los analistas a determinar el estado del núcleo y a desarrollar instrumentos y procedimientos para una posible descarga de combustible. De importancia clave, entre otros hallazgos, fueron las temperaturas a las que evidentemente se vio sometido el núcleo durante el accidente. Los exámenes metalúrgicos indicaron que algunas muestras del escombros del núcleo habían alcanzado el punto de fusión del combustible de dióxido de uranio. Entre las pruebas se encontró un material cerámico de uranio y circonio que se forma cuando las pastillas de combustible de dióxido de uranio, al entrar en contacto con las vainas de Zircaloy a temperaturas tan elevadas, son disueltas por el circonio y forman una fase líquida de circonio-uranio-oxígeno denominada "combustible licuado".

Una mirada al interior de la vasija

En febrero de 1985 se determinó con mayor precisión el estado del reactor mediante las primeras imágenes televisivas de la zona inferior de la vasija. Allí los analistas encontraron algo así como 20 toneladas métricas de escombros, parte del cual se había fundido. No se pudo identificar claramente el tipo de material. Algunos pedazos medían varios centímetros de ancho, mayores que los pedazos de tamaño grava que forman el lecho de escombros de la parte superior. Los resultados preliminares indicaron que será necesario descargar de

combustible el fondo de la vasija, al menos en parte, utilizando recipientes para evacuar los pedazos de material, en lugar de recurrir a la aspiración. (Véase el recuadro de la página 20).

Los técnicos seguirán tomando muestras del núcleo para su análisis aún después de que comience la descarga de combustible. En el equipo de perforación del núcleo con que los trabajadores obtendrán las muestras se emplea una tecnología como la de las perforaciones de sondeo en busca de petróleo y gas, pero adaptada para esta nueva aplicación. Los científicos ensayaron varios perforadores existentes en el mercado a fin de evaluar su capacidad para penetrar un fragmento de un conjunto combustible de la TMI-2 simulado. Los trabajadores que han de utilizar este equipo ya han sido capacitados en el Idaho National Engineering Laboratory (INEL).

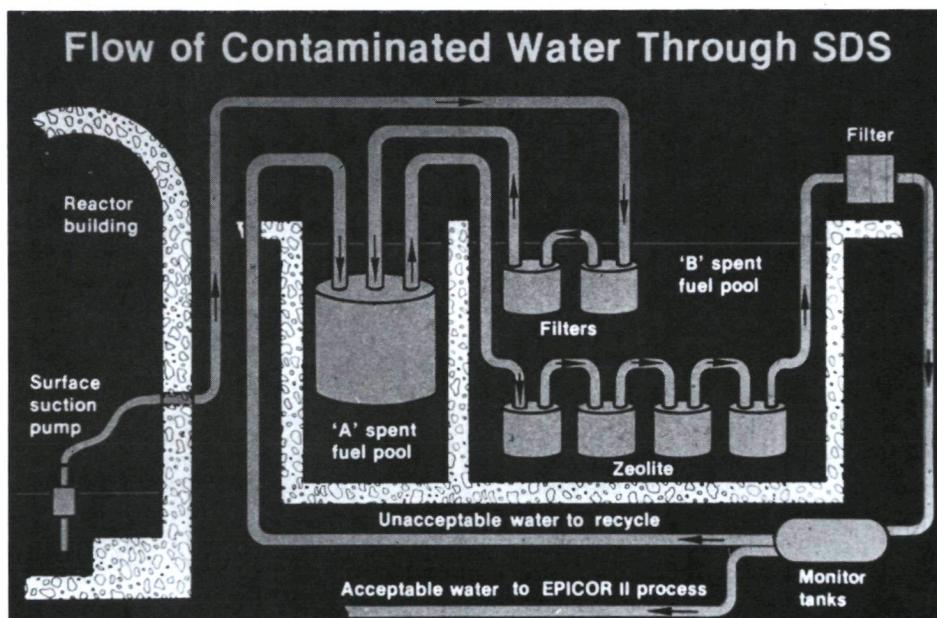
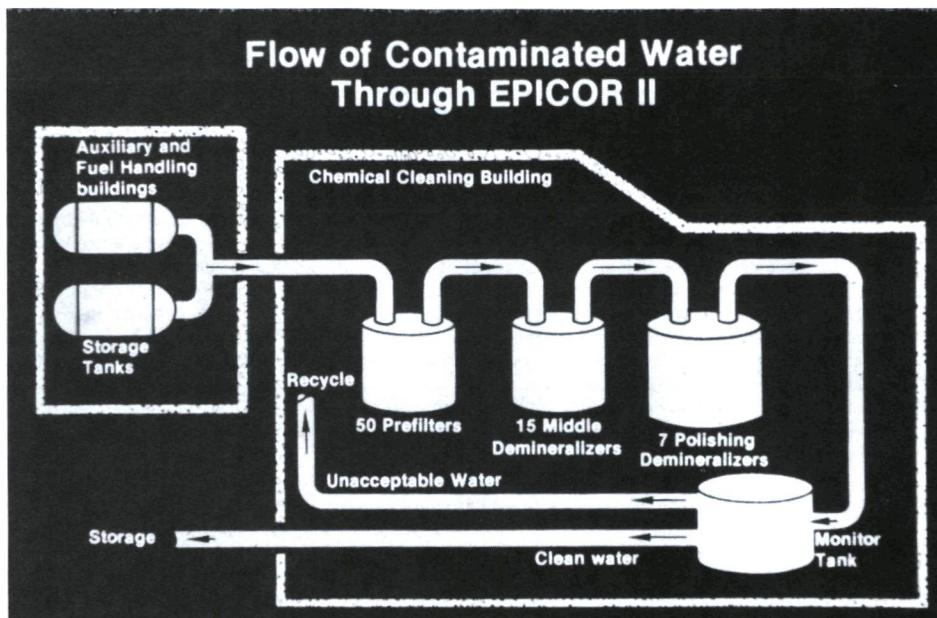
Desmontaje del reactor, y descarga del combustible

Las actividades encaminadas a extraer el núcleo se intensificaron en julio de 1984, cuando se transportó con éxito la cabeza de la vasija del reactor a su lugar de almacenamiento en el edificio del reactor. La cabeza se desmontó "en seco", sin anegar el canal de recarga del combustible. Los planificadores convinieron en que no era necesario un blindaje adicional, y anegar el canal habría supuesto su posterior descontaminación y el tratamiento de sus aguas. La decisión de desmontar la cabeza "en seco" se basó en la información aportada por anteriores mediciones de caracterización y de niveles de radiación. Los exámenes de las superficies situadas debajo de la cabeza y sobre la cámara de sobrepresión, que se efectuaron por circuito cerrado de televisión, mostraron la ausencia de daños o distorsiones visibles, y poco escombros. Los ensayos realizados con las muestras demostraron que el escombros tampoco entrañaba riesgos pirotécnicos.

En diciembre del mismo año, la cámara de sobrepresión de 49 895 kilogramos se alzó a una altura de 18,4 centímetros, con lo que el conjunto se podía extraer de la vasija sin ninguna obstrucción. Los trabajadores eliminaron el escombros y las conexiones partidas que había en la parte inferior de la cámara de sobrepresión, y redujeron la cantidad de combustible y de escombros que podría escaparse de la cámara al ser transportada desde la vasija hasta su lugar de almacenamiento. Para el izamiento inicial de la cámara se usaron cuatro gatos hidráulicos con una capacidad de carga de 45 359 kilogramos cada uno. Los gatos se diseñaron especialmente para el espacio en que debían operar, pero los cilindros hidráulicos eran de dimensiones normales. Cuatro trabajadores bombearon los gatos manualmente desde una estación central de bombeo, y se supervisó constantemente la carga de cada gato para evitar atascamientos.

Tras la caracterización inicial, se decidió que la cámara podía levantarse sin necesidad de inundar el canal. Luego, en mayo de 1985, se logró izar la cámara con su propio dispositivo de extracción, y se situó en su lugar de almacenamiento en el extremo inundado más profundo del canal de recarga del combustible. Los equipos encargados de la recuperación tuvieron así acceso al reactor dañado, cuya descarga de combustible se programó para fines de 1985.

Para absorber los productos de fisión del sistema de tratamiento de agua EPICOR-II se emplean resinas orgánicas. En el Sistema Desmineralizador Sumergido (SDS), se utiliza un material inorgánico llamado zeolita para absorber los productos de fisión del agua.



Elución del cesio de los desmineralizadores

Poco antes del desmontaje de la cámara, se dio otro paso de adelanto cuando, en marzo de 1985, la GPU Nuclear con el apoyo técnico de la EG&G Idaho y la Westinghouse Hanford, contratistas del DOE, completaron la elución del cesio de las dos vasijas desmineralizadoras de reposición y purificación de agua de la Unidad 2. Durante la explotación normal de una central, los tanques desmineralizadores eliminan las impurezas del agua del sistema de refrigeración del reactor. Pero durante el accidente de 1979 pasó agua de refrigeración muy contaminada por los tanques, cuyas resinas retuvieron cerca de 11 000 curios de cesio radiactivo. Además, los tanques contuvieron nada menos que 4,1 kilogramos de partículas de combustible del reactor.

Después de la caracterización a distancia de los tanques, se procedió a la elución de los radionucleidos de alta actividad de las resinas, y al tratamiento de la corriente de desechos resultante. Al concluir el proyecto,

la radiactividad del cesio se redujo en un 70% en un desmineralizador y en un 90% en la otra vasija.

Los productos de fisión se eliminaron mediante el bombeo de una mezcla de agua e hidróxido de sodio en cada tanque, donde los iones de cesio se intercambiaron con los iones de sodio del hidróxido de sodio. En consecuencia, el cesio se dependió de las resinas y se disolvió en el agua. Se añadió ácido bórico por lotes y se envió a los tanques neutralizadores, luego de lo cual se trató con el SDS. El material inorgánico que la "envoltura" SDS contenía fijó la radiactividad liberada de las resinas del desmineralizador, lo que permitió su embalaje en condiciones seguras para el embarque.

La "envoltura" SDS generada en el proceso de elución, que contenía cerca del 90 por ciento del cesio que originalmente se hallaba en los desmineralizadores, fue expedida a la Rockwell Hanford Operations (laboratorio del DOE radicado en el Estado de Washington) donde fue enterrada en un sobreenvase especial de hormigón en mayo de 1985. Esa "envoltura" fue la última que aceptó el DOE para investigación y desarrollo en su programa de demostración de enterramiento supervisado.

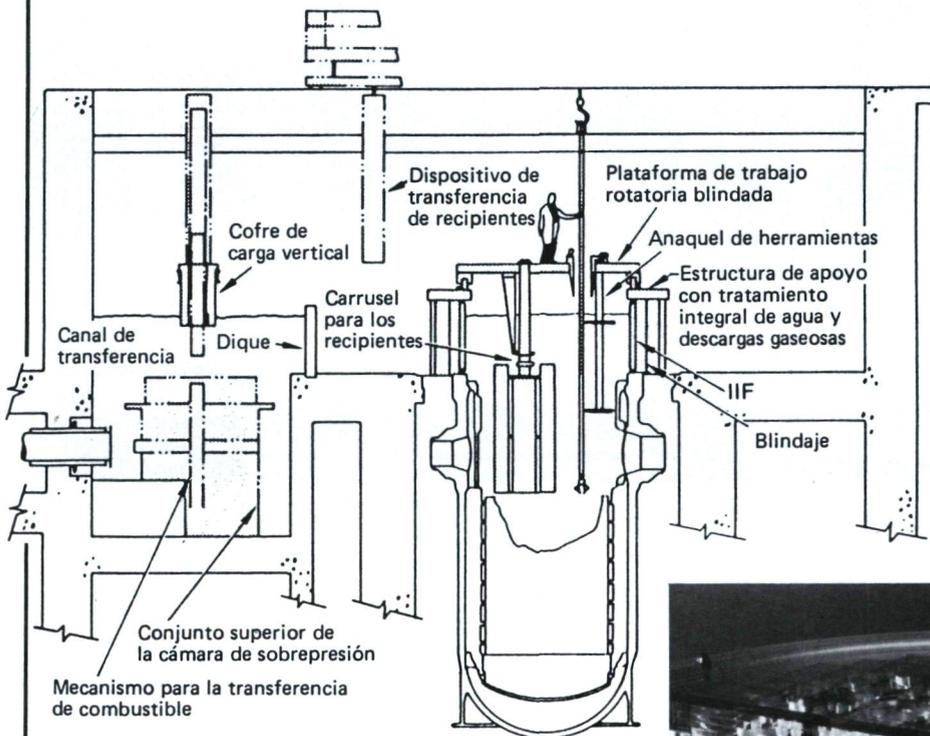
Próxima fase importante: la descarga del combustible

La descarga del combustible del reactor dañado, que debe comenzar este año, promete ser la fase más difícil de las operaciones de limpieza de TMI, y es de temer que las labores se prolonguen hasta bien avanzado 1987. Si hay conjuntos combustibles intactos, serán poquísimos. Para recuperar y transferir los materiales combustibles y el escombros, el equipo encargado de la recuperación ha desarrollado el sistema innovador que puede verse en la ilustración que acompaña a estas líneas.

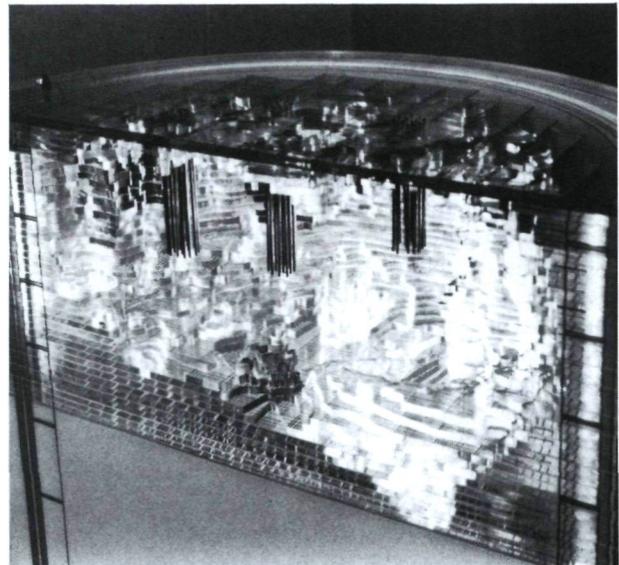
El elemento central del sistema del combustible es una plataforma de trabajo blindada de reciente diseño. La plataforma se alza 2,7 metros sobre el reborde de la vasija del reactor y gira para dar a los trabajadores acceso al núcleo. La estructura sirve también de soporte para el equipo situado dentro de la vasija, incluidos un sistema de vacío y un carrusel que puede sostener hasta cinco recipientes de carga. La plataforma de acero es también un blindaje eficaz para los trabajadores que permanecen de pie sobre ella para manipular herramientas de mango largo a través de una abertura en la estructura.

Las herramientas manuales para la etapa inicial de la descarga del combustible se montarán en los extremos de unas manijas de entre 9,1 y 11,3 metros de largo. Estas herramientas comprenden tenazas de cierre para agarrar grandes pedazos de escombros o ajustar mangueras y cables; pinzas de sujeción de tres y cuatro puntos de agarre para tomar objetos de la pila de escombros; una grapa para izar pedazos irregulares, como conexiones terminales y conjuntos ramificados; cizallas de barra única semejantes a tijeras, capaces de cortar una o dos barras de combustibles a la vez; una cuña hidráulica para separar y quebrar el material a fin de facilitar su manipulación y aspiración; cortapernos para cortes horizontales y verticales en trabajos ligeros; y ganchos y tenazas para levantar y mover el escombros.

El personal de la GPU Nuclear descargará de combustible la vasija y transportará el escombros en recipientes. Estos pasarán luego por varias etapas de transferencia y almacenamiento antes de ser expedidos al Idaho National Engineering Laboratory (INEL). Los trozos más



Este esquema del sistema de descarga del combustible inicial muestra que se han incorporado varios controles de contaminación para mantener los niveles de radiación al nivel más bajo posible. La foto muestra un modelo plástico transparente del vacío del núcleo (zona clara). El modelo, construido a partir de casi 500 000 datos numéricos recopilados con un dispositivo de detección sónica, muestra que el vacío se extiende hasta el borde del núcleo. Los materiales que aparecen suspendidos en el modelo son fragmentos de conjuntos combustibles (pocos permanecieron intactos) y barras correctoras de energía axial que se introdujeron después del accidente.



pequeños serán aspirados de la vasija y filtrados a través de recipientes diseñados especialmente para ese fin, mientras que el material de mayor tamaño será "recogido" y depositado directamente en otros recipientes especiales o en cestas que se colocarán dentro de los recipientes.

Todas las actividades se llevarán a cabo manteniendo en seco gran parte del canal de recarga del combustible; sólo el extremo profundo del canal estará inundado (para que sirva de blindaje contra la cámara de sobrepresión almacenada allí y los recipientes en que se cargarán los escombros del núcleo). La vasija abierta del reactor seguirá protegida por el agua del sistema de refrigeración del reactor. Una de las ventajas de mantener seco el canal es que habrá menos agua contaminada que tratar.

Una vez cargados, los recipientes (con una vida de diseño de al menos 30 años) se extraerán de la vasija, se colocarán en un envase de blindaje, se introducirán en el extremo profundo del canal de recarga del combustible; luego se colocarán en anaqueles de almacenamiento o pasarán directamente a una piscina de combustible irradiado de 12,2 metros de profundidad. La piscina puede alojar al menos 280 recipientes hasta que la GPU

Nuclear pueda transferirlos a la zona de transporte del edificio de manipulación de combustible, donde se prepararán para su embarque al INEL con fines de investigación.

Los recipientes cargados (entre 250 y 280, según calculan los planificadores) serán transportados por ferrocarril a Idaho. Para la operación se requerirán dos cofres especialmente diseñados, cada uno con capacidad para cargar simultáneamente siete recipientes de escombros; después de ser descargados en Idaho, los cofres se devolverán a Three Mile Island para su próxima expedición.

Los cofres han sido sometidos a varios análisis por computadora así como a ensayos de caída reales mediante un modelo a escala de un cuarto. El resultado de los ensayos es el siguiente: los cofres pueden contener de forma segura los escombros de la TMI-2 aun en condiciones extremas de accidentes hipotéticos. (Fueron diseñados para la EG&G Idaho por la Nuclear Packaging, Inc., con dos niveles de contención y precintos que responden a los criterios relacionados con la "hermeticidad"; así los cofres cumplen los reglamentos federales 10 CFR 71.63 y ANSI N14.5 de los EE.UU.)

Asimismo, casi todos los envases (46 de 50) usados para descontaminar el agua de las instalaciones auxiliares y los edificios de manipulación de combustible en la TMI-2 fueron evacuados definitivamente. Cada uno de ellos (denominados prefiltros EPICOR-II) fue depositado en un contenedor de alta integridad, lo que permitió su evacuación segura por más de 300 años, sin amenaza para el medio ambiente. Los cuatro prefiltros restantes forman parte del programa de investigación de la NRC.

Generación de gases en los contenedores de desechos

Una importante cuestión de seguridad relativa a la manipulación, la expedición y el almacenamiento de desechos radiactivos es la producción de gases combustibles en contenedores de desechos precintados. Tras evaluar el problema de la generación de gas hidrógeno, la NRC estipuló que, a menos que el envase se expida en un plazo de 10 días a partir del momento en que se precinta o ventila, el generador de desechos ha de llevar a cabo pruebas y mediciones para determinar el contenido de hidrógeno y oxígeno.

Debido a las dificultades con que tropezaban muchos generadores de desechos para hacer las pruebas y mediciones, su única solución alternativa era la ventilación antes del embarque. Ahora cuentan con otra opción. La EG&G Idaho, contratista del DOE, ha ideado un nuevo método de cálculo para cuantificar la generación de gas hidrógeno en contenedores precintados. Este método, reconocido por la NRC, toma en cuenta la cantidad de gas producida por unidad de energía absorbida por los desechos, la cantidad de energía resultante del proceso de desintegración que regresa al contenedor de desechos y es absorbida por éstos, y el volumen libre del contenedor, incluidos los vacíos intersticiales inherentes a la forma de los desechos. Los cálculos pueden realizarse en una computadora de mesa a base de información conocida y representativa sobre los desechos radiactivos.

Experiencia adquirida en cuanto al diseño de centrales

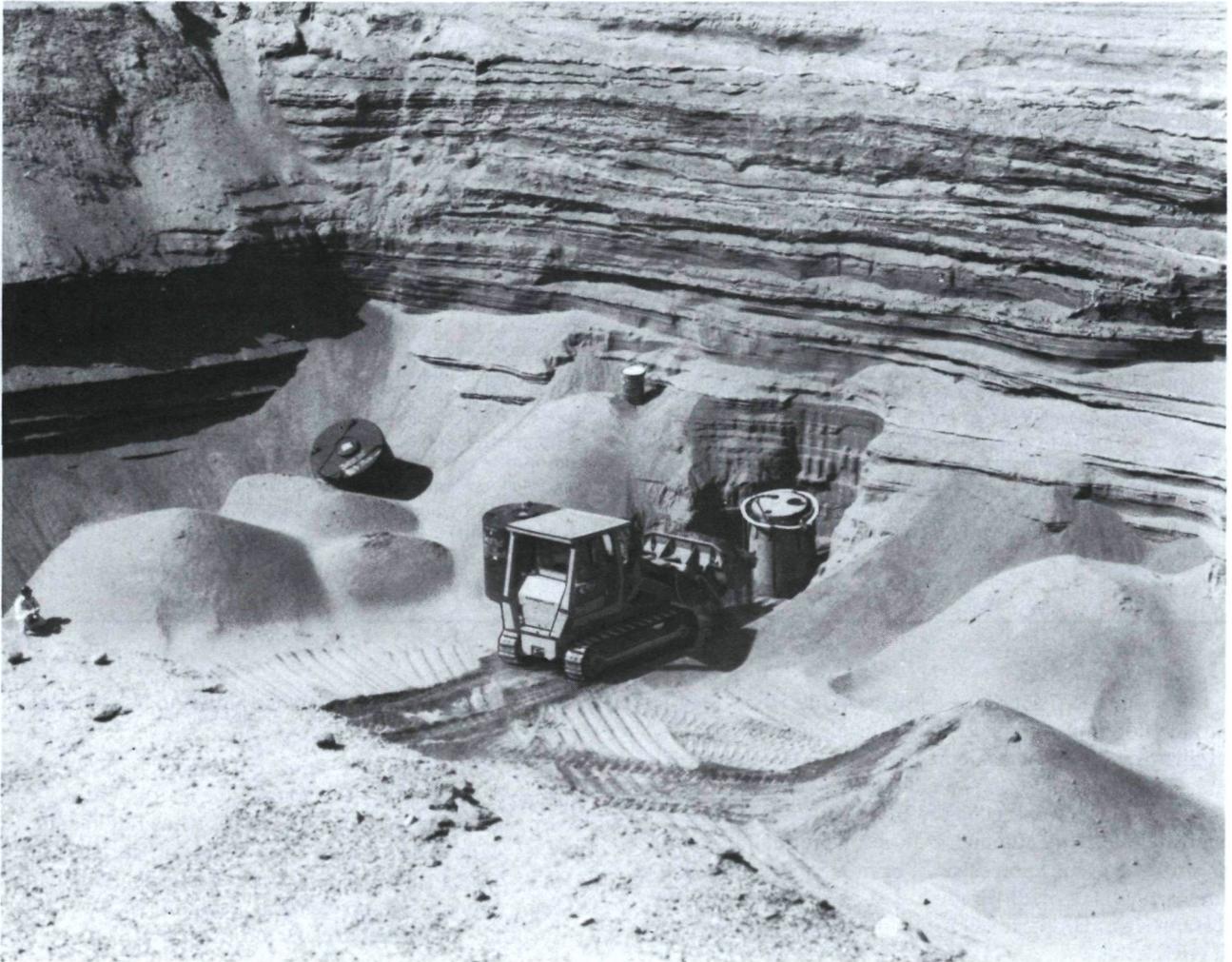
En un programa de caracterización en curso, los ingenieros investigan los daños que el accidente con pérdida de refrigerante ocasiona en los instrumentos y componentes de la Unidad 2. La capacidad de recibir señales legibles de los instrumentos de la Clase 1E y de suministrarles voltajes energéticos es indispensable para el control de un reactor durante períodos de sobrecarga ambiental. Luego de efectuar varios ensayos, los investigadores llegaron a la conclusión de que muchas anomalías que presentaban los componentes se debían a la humedad. Este trabajo afectará en gran medida al diseño de cables y conexiones y contribuirá a mejorar los procedimientos de fabricación e instalación.

Durante la realización de este estudio, científicos e ingenieros reconocieron la necesidad de desarrollar un sistema que permitiera evaluar el funcionamiento de los componentes mediante la recopilación de características eléctricas de lugares distantes. Por consiguiente, se diseñó un sistema muy especial de caracterización de circuitos eléctricos y diagnóstico, que brinda un medio para obtener datos básicos sobre los canales eléctricos y para almacenar y ordenar los datos con vista a su fácil manipulación y análisis.

Los robots contribuyen a la recuperación

En estos últimos años, los robots vienen desempeñando un importante papel en el programa de recuperación de la TMI-2, al contribuir a reducir la exposición de los trabajadores a las radiaciones. Hasta el momento, se han usado cinco máquinas diferentes para ensayos o sondeos en zonas inaccesibles para el personal hasta tanto descendieran los niveles de radiación y se concluyeran los estudios.*

* Puede verse un artículo relacionado con el tema ("Robots para las centrales nucleares") en el *Boletín del OIEA*, Vol. 27, No. 3 (otoño de 1985).



Operación de enterramiento de este "contenedor de alta integridad" de demostración datado de un prefiltro EPICOR-II, en un emplazamiento de evacuación del US Ecology para desechos de bajo nivel radiactivo.

El SISI (sistema de vigilancia e inspección en servicio) consiste en una pequeña máquina, semejante a un tanque, que pesa 11,3 kilogramos y que se utilizó en inspecciones fotográficas y radiológicas. También se empleó un robot de 181 kilogramos con un brazo mecánico que podía alzar 68 kilogramos. Ese robot podía lanzar agua pulverizada a gran presión y llevaba equipo de televisión.

La "Rover-1" era una máquina de 454 kilogramos dotada de tres cámaras de televisión y dos dispositivos para la detección de radiaciones destinados a la supervisión en gran escala.

A otra máquina similar, denominada "Rover-2", se le añadió un taladro, para obtener muestras de hormigón de las paredes del sótano. Una máquina más pequeña apodada "Louie", obtenía lecturas de radiaciones y realizaba trabajos de descontaminación en zonas pequeñas.

Actualmente se halla en fase de diseño otro robot, llamado Workhorse, cuya entrega se prevé para principios de 1986. Será la máquina de mayor tamaño y potencia de su tipo que se haya usado en TMI y tendrá inteligencia computarizada, lo que le permitirá realizar acciones repetitivas.

Base tecnológica

En la actualidad los ingenieros estudian posibles métodos para descargar de combustible la región inferior de la vasija del reactor y las zonas de fuera de la vasija a las que se desplazó el escombros como resultado del accidente. Con ese fin, los técnicos están llevando a cabo estudios radiológicos para localizar el combustible y los productos de fisión. Este trabajo, sumado a los logros de los seis y medio años anteriores, constituirá una sólida base tecnológica para la formulación de decisiones sobre el destino último de la unidad TMI-2.

Después del accidente de 1979, la tarea de recuperación de la GPU Nuclear y el programa de investigación y desarrollo del Departamento de Energía de los EE.UU. en TMI han continuado avanzando de forma sostenida. Con cada paso dado, se han despejado importantes incógnitas acerca de la naturaleza y las repercusiones del accidente. Los medios de prensa han destacado ampliamente algunos de los logros alcanzados con el tiempo. Con todo, el equipo encargado de la recuperación considera más bien este progreso como una simple respuesta a los problemas que a diario plantea una situación singular a la vez que se mantiene bien informada a la industria nucleoelectrónica.