

ANTES DE CHERNOBIL



Manuel PERELLO PALOP, está Graduado en Ciencias Físicas y Diplomado en Ingeniería Nuclear, «Reactor Safety» y «Workshop Regulatory Principales and Perspectives». Desde el año 1968 ha dedicado toda su actividad profesional a la Seguridad Nuclear. En principio, en el Departamento de Seguridad Nuclear de la JEN, se ocupó fundamentalmente de la evaluación e inspección de la CN de Vandellós, en sus fases de construcción y explotación hasta la concesión del Permiso de Explotación Definitiva. Fue Jefe del Servicio de Normas de la JEN. Cuando se creó el Consejo de Seguridad Nuclear, se incorporó al mismo y fue nombrado Jefe del Servicio de Instalaciones Nucleares en Explotación. Actualmente, se ocupa de las Relaciones del CSN con las Comunidades Autónomas.

Fue Vocal de la primera Junta Directiva de la Sociedad Nuclear Española (SNE) y presidente de su Comisión de Normalización. Durante el periodo 1978-82 era Secretario general de la SNE y representante de la misma en el «Board» y en el «Steering Committee» de la European Nuclear Society (ENS). Actualmente, como dicen los políticos, es socio de «a pie» de la SNE.

EL INCENDIO Y SU PROPAGACION EN LOS REACTORES GRAFITO-GAS

INTRODUCCION

Son muchos los tipos de reactores de potencia posibles, pero las causas de selección en el balance COSTE-BENEFICIO del propietario han centrado su atención principal en los reactores tipo:

- Agua a presión
- Agua en ebullición
- Grafito-gas
- Agua pesada

La implantación de cualquiera de ellos está sometida a un procedimiento de Autorizaciones, requerido por la reglamentación específica de cada uno de los países (1). En el caso de España, actualmente la Ley 15/1980 (2) de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear regula al procedimiento. Su desarrollo específico y vigente en la actualidad se puede consultar en la referencia (3), que se refiere a la ponencia presentada al efecto en la Conferencia que sobre transferencia nuclear (ICONT II) se celebró en el año 1982 en Buenos Aires (4).

Dentro de la evaluación técnica que se debe realizar antes de redactar el correspondiente informe técnico requerido legalmente por el Organismo responsable, hoy el Consejo de Seguridad Nuclear (Aptdo. b) art. 2 de la Ley 15/1980), se le da muy especial atención al capítulo correspondiente de accidentes posibles y a la previsión para mitigar los mismos, cuando éstos llegan a ocurrir.

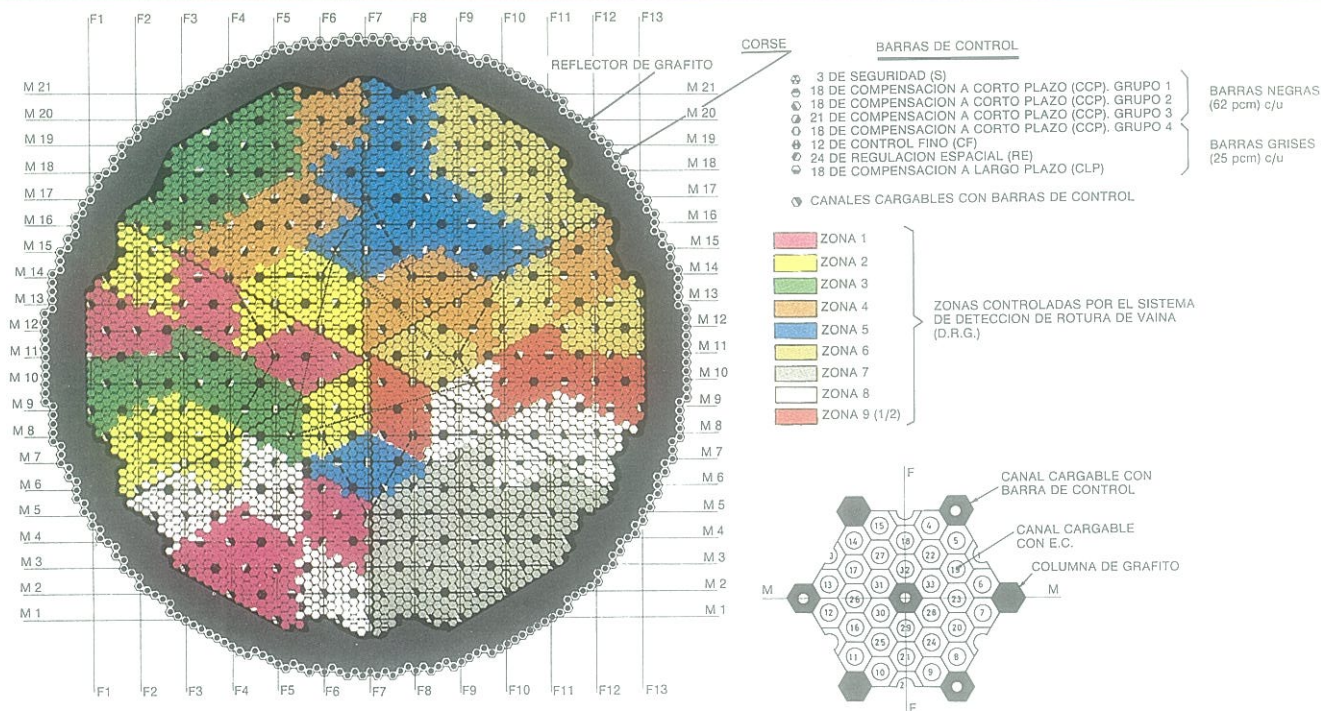
En el caso concreto de los reactores que usan grafito como moderador fue siempre motivo de gran preocupación la posibilidad de incendio en un canal y su propagación a más o menos canales del núcleo del reactor (5, 6).

El reciente accidente ocurrido en la central nuclear de CHERNOBIL en la URSS y las características del reactor, principalmente el que use grafito como moderador, nos ha despertado un cierto interés profesional que ha invitado a remover un gran número de documentos. Y dada la actualidad del tema, así como la realidad de ser varias (30 en Europa) las centrales en explotación que usan gran cantidad de grafito como moderador (en España la CN de Vandellós I tiene más de

3.000 toneladas), parece de interés para cuantos están en el campo nuclear, el poder disponer de un artículo que facilite la información y referencias principales de los hechos más significativos de incendios en reactores del tipo grafito-gas, pues si bien el inicio no puede ocasionarle una explosión por reacción grafito-agua, sí puede ser otro el origen: fusión de vainas, combustible, incendio y posible propagación del mismo. También esta circunstancia se consideró en su día, tanto por los ingleses como los franceses, quienes hicieron los estudios y análisis experimentales (7) en sus respectivos Centros, tales como Grenoble y Cadarache. En España, la Autoridad Reguladora del momento, una vez vista la evaluación técnica que se hizo por el Organismo correspondiente, y considerando la componente socio-política, concluyó positivamente en su balance COSTE-BENEFICIO y autorizó la construcción y explotación de la instalación de la central nuclear de Vandellós.

En este artículo se pretende dar una visión de conjunto de los posibles accidentes en reactores de este tipo, haciendo especial hincapié en la fusión del combustible y el posible incendio de un canal, a la evolución de los mismos, a su posibilidad de propagación y a los diversos procedimientos previstos para el control y mitigación de sus consecuencias. En uno de los apartados se hace referencia a algunos de los accidentes **reales** habidos en reactores que utilizan grafito. Como podrá verse en la secuencia cronológica de algunos, el proceder del Equipo de Operación ha evitado consecuencias mayores, pero cuando hay **error humano** el efecto final del accidente suele ser peor que lo previsto sin intervención de persona alguna.

A continuación, centrándonos en el caso concreto de Vandellós, se recordará la estructura de su núcleo, su apilamiento de grafito y algunas reflexiones sobre su seguridad en la construcción y en la explotación, la cual tras el Permiso de Explotación Definitiva debería ajustarse en los reactores de referencia. Además,



FXI Sección del núcleo. Situación de las barras de control y de las zonas del sistema D.R.G.

como es bien sabido, cuando el tiempo de explotación pasa, el mayor grado de irradiación en los materiales tiene efectos importantes, así el grafito en particular se hace más poroso y su estructura dimensional puede ser alterada por efecto Wigner (8), (9) y (10).

ACCIDENTES PREVISIBLES EN REACTORES GRAFITO-GAS

En la introducción ya se hizo referencia a la publicación periódica para su actualización, de los distintos procedimientos de Autorización de las instalaciones nucleares en los países miembros de la OECD (1). En España, su reglamentación vigente (11), entre otro tipo de documentos, requiere del solicitante de la Autorización de Construcción, el Estudio Preliminar de Seguridad, uno de cuyos capítulos se deberá referir al **análisis de accidentes previsibles y sus consecuencias**.

Concretamente, para reactores del tipo grafito-gas que usan como combustible uranio natural, los principales tipos de accidentes previsibles y que, pese a su improbabilidad, son subsanables dentro de los límites considerados como aceptables, son:

- Accidentes de reactividad.
- Accidentes de refrigeración (12), (13).
- Accidentes de despresurización.
- Accidentes de obstrucción de un canal.

EL ACCIDENTE DE DESPRESURIZACIÓN CON ENTRADA DE AIRE (6), (13), (15).

La aparición de este accidente se considera como consecuencia de la comunica-

ción del refrigerante del circuito primario con la atmósfera. En el caso concreto de los reactores verticales, el origen puede ser el destaponamiento rápido de uno de los cierres del BTS (bloque tubular superior) y es considerado como uno de los más importantes, por cuanto puede suponer la pérdida del refrigerante y entrada de aire.

Este tipo de accidente ha sido considerado con detalle en las diversas modalidades de reactor tipo G-G, por lo que el estudioso que lo desee puede consultar en los correspondientes informes de seguridad y sus respectivos análisis por el Organismo Regulador afecto.

Según los cálculos realizados sobre las distintas situaciones posibles, el accidente se detendría por los sistemas de seguridad que regulan la presión y aumento de temperatura del CO₂ a la salida del núcleo. En el caso concreto de la central nuclear de Vandellós, en la Figura I se puede ver la gráfica de la evolución de la temperatura máxima de vaina en el accidente de despresurización, cuando la detección del accidente la efectúa la cadena de seguridad de presión y actúa la emergencia de puesta en marcha de una turbosoplante. La Figura II permite conocer la evolución de la pérdida de presión en el interior del cajón (vasija de hormigón pretensado que contiene el núcleo y el cambiador de calor).

En las circunstancias más desfavorables, los sistemas de seguridad de la CN de Vandellós I prevén que, si surgiera el poco probable accidente de despresurización, es decir, la eliminación de alguno de los más de 200 tapones de la tapa superior que ponen en comunicación el interior del cajón con la atmósfera, el reactor se pararía por el sistema de seguridad del

- control térmico

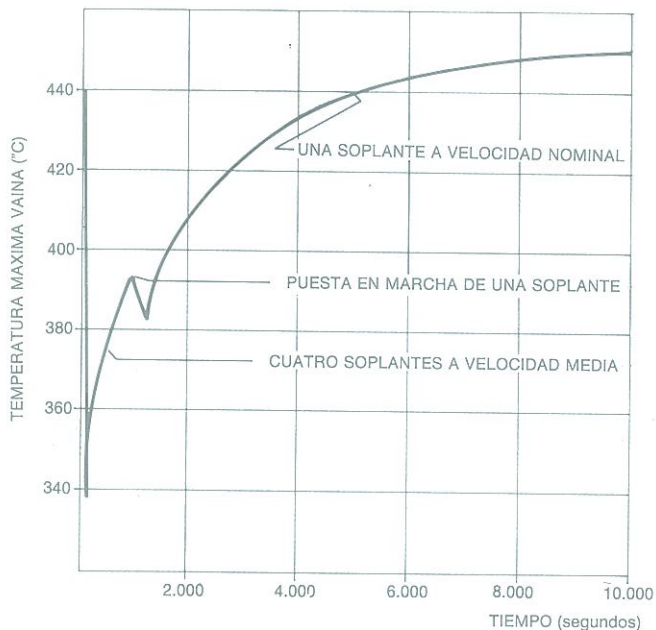
- control de presión.

LA OBSTRUCCIÓN PARCIAL DE UN CANAL (16)

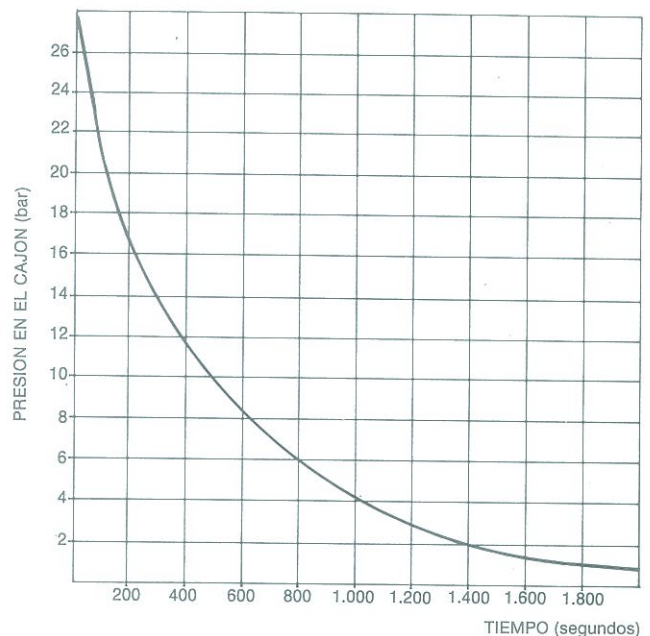
Una de las circunstancias por las que se puede reducir la refrigeración de un canal puede ser la obstrucción del mismo. Como las causas de crear una impedancia en la refrigeración pueden ser muy diversas, el autor del presente artículo en junio de 1969, aprovechando su estancia en Saclay con el Grupo de Trabajo de Seguridad de Reactores (GTSR) realizó el ejercicio de estudiar la evolución de las temperaturas en el CO₂, según distintos tipos de obstrucción. En las gráficas de las Figuras III, IV, V y VI se ha representado la evolución térmica en función del tiempo.

Como puede verse en las propias gráficas, el estudio se ha realizado considerando la evolución libre de las temperaturas. Evidentemente, las cadenas de seguridad deben actuar en el instante que las temperaturas alcancen los valores de consigna. No obstante, dada la evolución rápida, aunque la parada del reactor puede evitar el accidente grave, no así un incidente del tipo fusión de algunos cartuchos, propagación de la fusión e incluso llegar a un incendio generalizado con la salida al exterior de los productos de fisión retenidos por la vaina, si el azar hiciera coincidir otro tipo de accidente tristemente favorecedor de la circunstancia, tal como despresurización con entrada de aire.

En el estudio referido se utilizó el código DPPA OO 1S (desarrollado en el Centro de Saclay del Comisariado Atómico de Francia) por considerar que era el más indicado, pese a tener que utilizar algunos valores de entrada difíciles de conocer teóricamente y lo que es peor, para



F I ACCIDENTE DE DESPRESURIZACION
Evolución de la temperatura máxima de vaina en el accidente de despresurización, cuando la detección del accidente la efectúa la cadena de seguridad de presión, y actuando la emergencia de puesta en marcha de una turbosoplante.



F II ACCIDENTE DE DESPRESURIZACION
Evolución de la presión en el interior del cajón al producirse la eliminación de un tapón de la losa superior.

el caso más probable, que es la obstrucción de un canal motivado por la presencia del brazo de carga y descarga de elementos combustibles. Con el fin de compensar esta impedancia en la circulación del refrigerante, el propio brazo inyecta CO₂. La obstrucción que supone en un canal la presencia del brazo de carga de la máquina usada al efecto (DPM) es la disminución de un 25 % del caudal de CO₂ para el caso más desfavorable (carga de los primeros cartuchos). No obstante, pese a esta pérdida de caudal, el problema no es comparable con el resultado del estudio de obstrucción de un canal en un 25 %, ya que en éste no se puede introducir la variación de los coeficientes de transmisión de calor y la variación en el efecto de refrigeración del canal, al recibir una inyección de CO₂ a 70 %, mediante el brazo de carga. En la Figura VII se presenta la gráfica que sigue la evolución de las temperaturas de vaina, grafito y uranio al producirse una obstrucción que reduce el caudal de un canal a un 25 % de su valor normal durante la manutención.

Si en circunstancia accidental, como ocurrió el 17.10.69, en el reactor de Saint Laurent des Eaux (SL-A1), la obstrucción es superior, se pueden fundir las vainas y varios elementos combustibles. La descontaminación y reparación supuso la parada del reactor durante un año. También objeto de una obstrucción parcial de un canal, se fundieron varios elementos combustibles en marzo de 1980 en el reactor francés SL-A2. La descontaminación del circuito primario y repara-

ción del origen del accidente, tuvo dos años al reactor parado, alcanzándose la plena potencia en el año 1984 (17).

FUSION DEL COMBUSTIBLE, SU PROPAGACION E INCENDIO (18)

Los tres fenómenos que pueden conducir a un aumento regular de temperatura del grafito, de las camisas que contienen los elementos combustibles y el grafito moderador que alberga las camisas son:

- el desprendimiento de calor de la potencia residual del reactor,
- la liberación espontánea de energía Wigner (19), y
- el desprendimiento de calor por oxidación térmica del grafito (19).

El parámetro principal sobre la oxidación del grafito es la **velocidad de oxidación del grafito irradiado** (20), lo cual a su vez varía:

- Con la concentración de oxígeno en el gas de refrigeración, por lo que es necesario controlar la entrada de aire y evitarlo al máximo e incluso insuflando CO₂ nuevo.
- Con la temperatura, pues la velocidad de oxidación crece con ello, llegando a ser muy significativo este aumento por encima de los 500 °C bajo aire.
- Con la presencia de **impurezas**, pues éstas pueden tener un efecto de catalizador (agua, aceites, grasas, ...).
- El **grado de irradiación**, aunque vista su influencia, tanto en los resultados experimentales de los ingleses como en los

franceses, su influencia varía hasta en un factor 100. Realmente, este tipo de experiencias es muy variable, como se ha podido comprobar en los ensayos de los franceses en Grenoble y además los resultados no son extrapolables a otros reactores.

Como puede fácilmente concluirse, en todo accidente es necesario asegurarse la no entrada de aire, insuflando continuamente CO₂ u otro gas inerte porque, tanto en la información francesa como inglesa, **no es descartable la hipótesis de un incendio de un canal simultáneo con una despresurización**. En efecto, se puede producir un punto caliente sobre una vaina donde la potencia específica sea más elevada (canales experimentales) que pueda conducir a una fusión de combustible y posterior incendio con o sin propagación (18).

Sin duda, entre los diversos accidentes posibles, aunque todos ellos sean de probabilidad baja, el más importante, como ya se indicó por Mr. Bourgeois (5), es la fusión e incendio de un canal de combustible y su propagación. Máxime cuando el origen de fusión del uranio puede ser muy diferente y el desprendimiento de calor por:

- Combustión del magnesio de la vaina.
- Decrecimiento de los productos de fisión.
- Liberación espontánea de la energía Wigner del grafito.
- Reacción de oxidación de CO con el uranio y el grafito.

La combustión del magnesio como causa inicial del incendio puede ser posible

STOP!



PROTECCION PASIVA CONTRA EL FUEGO

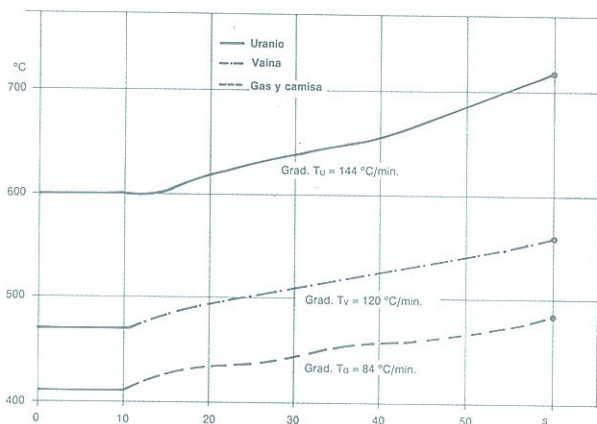
**Desde 30 minutos hasta 6 horas
de resistencia mediante:**

- * Sellados de pasos de instalaciones
- * Recubrimientos retardadores o resistentes al fuego:
 - Estructuras metálicas
 - Cables eléctricos y conductos
- * Envolturas resistentes al fuego:
 - Cables eléctricos y bandejas
 - Conduits eléctricos y conductos de ventilación
 - Paneles eléctricos y cabinas
- * Puertas cortafuegos
- * Compuertas (dampers) para conductos de ventilación

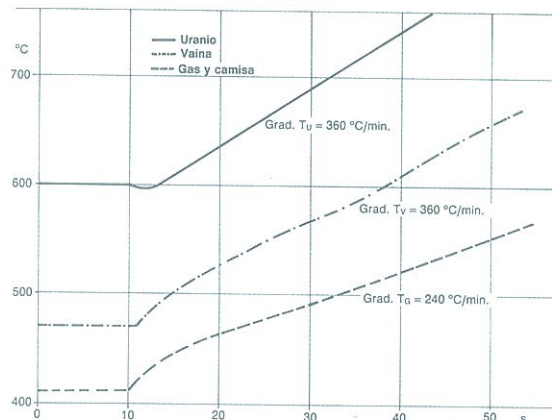
chemtroll
española, s.a.

Torrelara, 1
28016 MADRID

Teléf. 457 92 58 (5 líneas)
Telex 44033 - CHMT

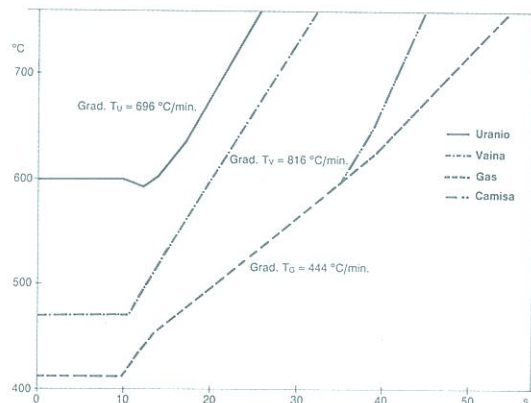


F III Evolución temporal de las temperaturas máximas de Uranio, vaina y CO_2 en el caso de un accidente de obstrucción de un canal con el 25 % de pérdida de caudal de CO_2 .

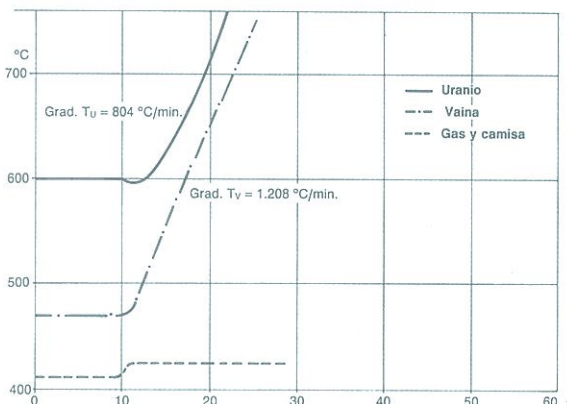


F IV Caso de obstrucción de un canal con el 50 % de pérdida de caudal de CO_2 .

F V Caso de obstrucción de un canal con el 90 % de pérdida de caudal de CO_2 .



F VI Caso de obstrucción de un canal con el 100 % de pérdida de caudal de CO_2 .



por la presencia de un punto caliente en vaina y/o la obstrucción parcial de un canal, y formación de mezclas de óxido de magnesio y uranio. La evacuación del calor se consigue asegurando la refrigeración de los canales adyacentes, y evitando que el elevado calor por fusión del combustible llegue a cambiar el sentido de circulación del CO_2 (por termosifón natural) y esa circulación hacia arriba podría arrastrar magnesio y uranio fundido que a temperaturas inferiores, una vez en la parte superior del núcleo, se podría solidificar en la entrada de canales colindantes y una nueva obstrucción pudiera tener lugar.

Tanto en informes de los franceses, como en las publicaciones inglesas después del accidente de Windscale, se considera que en circunstancias desfavorables bastan unos diez minutos para que se **propague** un incendio a los canales adyacentes. Lo improbable del hecho y la evitación de entrada de aire ha demostrado, según cálculo de los ingleses, el impedimento real de la propagación del incendio a los canales próximos si se garantiza la entrada continua de CO_2 y se llega a conseguir una presión ligeramente superior a la presión atmosférica (21).

El resultado de los estudios ingleses efectuados en el caso pesimista de coincidir una despresurización con entrada de aire y el incendio de magnesio es:

- Si el fuego pasa a los primeros canales próximos y no se interviene, las posibilidades de propagación crecerían rápidamente.
- Si el gasto de masa es superior al 2 % del nominal, para evitar la propagación del incendio, la concentración en aire debe ser inferior al 20 % en el caso de un reactor «normal» e inferior al 10 % si la reactividad química del grafito es particularmente elevada.

• Por el contrario, si el gasto de masa es inferior al 2 % del nominal, la concentración en aire máxima permitida disminuye rápidamente con la reducción de gasto. Respecto a los estudios experimentales realizados por los franceses destacan los correspondientes al «BOUCLE GIN» en Cadarache, donde se pueden representar varias condiciones posibles de presión, temperatura y caudal para los estudios de incendio y despresurización. Los resultados de los ensayos GIN se utilizaban fundamentalmente para obtener los datos experimentales que utilizan en el programa COCAINE, más completo

que el referido DPPA001S anteriormente, pues mientras que éste sólo considera el aspecto neutrónico y térmico, el COCAINE considera también los fenómenos dinámicos y químicos.

En definitiva, se puede deducir que a cada caudal de emergencia, corresponde un límite de concentración de aire, luego para evitar la propagación de un incendio es imperativo bajar en el mínimo tiempo posible la concentración de aire en el reactor por debajo de los valores indicados. Esto se puede conseguir insuflando CO_2 o eventualmente un gas inerte como el nitrógeno.

PRINCIPALES FUSIONES E INCENDIOS OCURRIDOS EN REACTORES DEL TIPO GRAFITO-GAS

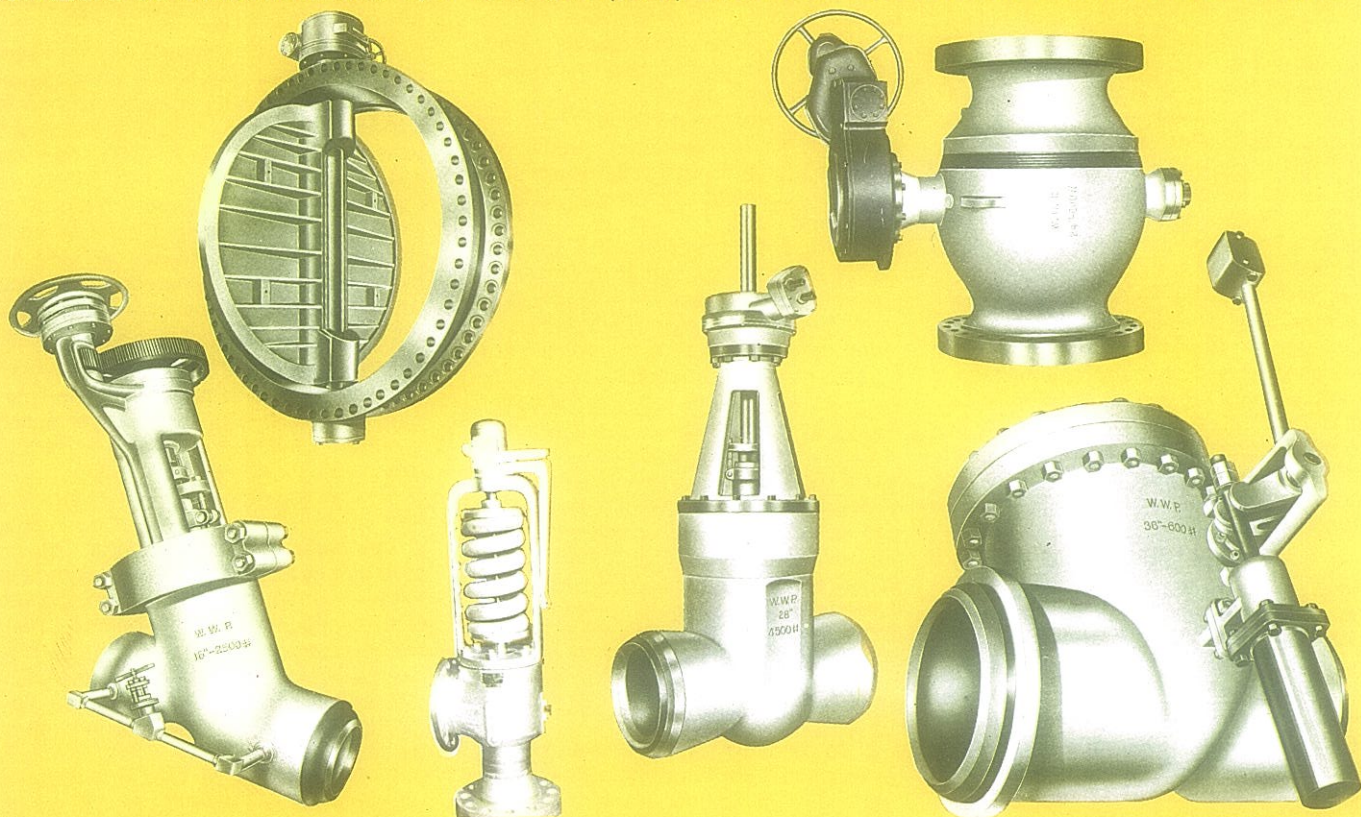
REACTORES FRANCESES

En primer lugar se van a citar algunos incidentes acaecidos en el Centro de Investigación de Marcoule en Francia.

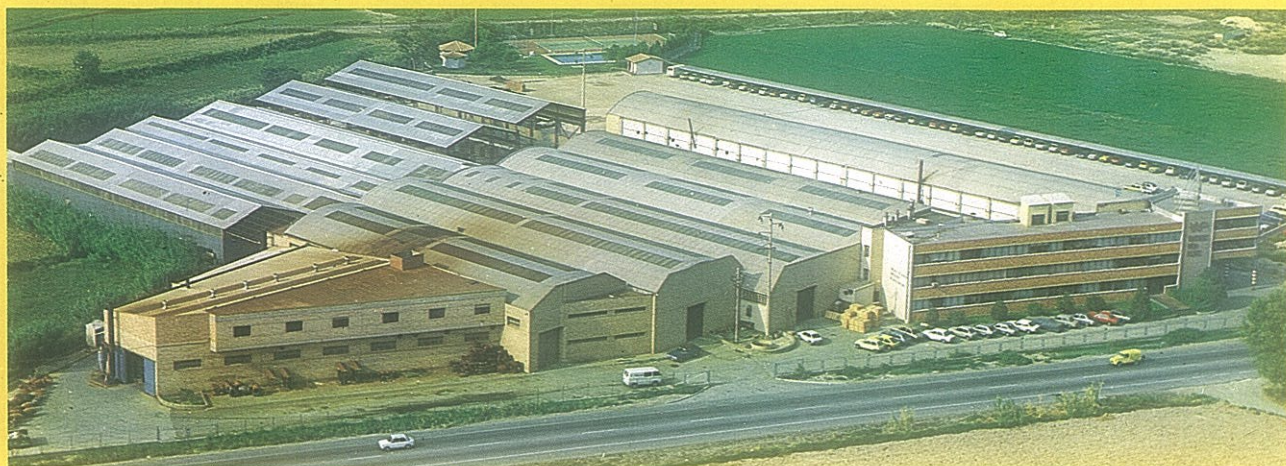
— El 26 de octubre de 1956, en el reactor **G-1 de Marcoule** y durante la subida de potencia, tuvo lugar la **obstrucción**

WALTHON WEIR PACIFIC S.A.

Carretera de Castellón. km. 5,6 Teléfono (976) 42 51 00 - Télex 58059 ZARAGOZA (España)



UN LIDER MUNDIAL EN VALVULAS



parcial de un canal, con inflamación del magnesio y taponamiento completo del canal por óxidos de magnesio y uranio. Este reactor, refrigerado por aire, fue clausurado en 1968 (22).

— El 14 de diciembre de 1959 y en el reactor **G-2 de Marcoule** se produjo un accidente durante la subida de potencia y mientras se ajustaba el gasto de gas en cada canal. **Por error del operador** se siguió la evolución de temperatura de otro canal. En cinco elementos de ese canal llegaron a fundirse las vainas. La vuelta a potencia del reactor fue en julio de 1960.

— El 14 de julio de 1966, el reactor **G-2 de Marcoule** tiene un nuevo incidente que llega a la **fusión de vaina** en varios cartuchos. El reactor se paró manualmente como consecuencia de altas señales en la DRG. Para más detalles de este incidente, consultar el informe de referencia (14) donde se presentan algunas reflexiones sobre varios incidentes de explotación de reactores.

— El 9 de enero de 1967, el reactor **EDF-1**, durante el arranque inicial, tuvo una subida repentina de dos barras de control del grupo principal que provocó una perturbación en el flujo, y por consiguiente, varios puntos calientes en las vainas de los elementos combustibles inferiores de la zona central. Afortunadamente el operador ocasionó la caída normal de barras a la vista de los registros de temperaturas de vainas.

— El 17 de octubre de 1969, el reactor **EDF-4 (SL-1)** de Saint Laurent des Eaux, sufrió la **obstrucción** parcial de un canal dando lugar a la **fusión** de varios cartuchos y, por tanto, a la contaminación del CO_2 .

— El origen del accidente fue la **obstrucción** de un canal por **error humano**. La máquina de carga (DPM) había recibido orden de carga y en lugar de poner en el canal correspondiente un elemento combustible, cargó un cilindro de grafito que estaba en el barrilete de la máquina para otros efectos.

La consecuencia inmediata al accidente, pese a la rápida acción del sistema DRG, fue la **fusión de varios elementos combustibles** (unos 50 kg de uranio) con la consiguiente contaminación del circuito primario.

Desde el punto de vista de seguridad nuclear no hubo problemas porque toda la contaminación radiactiva quedó limitada por el cajón o vasija de hormigón pretensado. Pero desde el punto de vista económico, el accidente no sólo fue costoso por su reparación y programación del trabajo bajo radiación, sino también por cuanto supuso de tiempo de parada. Hasta pasado un año no fue posible el acoplamiento a la red. Exactamente el 16 de octubre de 1970.

Pese a la satisfacción general por el correcto proceder de los sistemas de seguridad en tan grave accidente, el Grupo

de Seguridad «ad hoc», extremando la seguridad y para conocer mejor determinados riesgos, demandaron estudios específicos sobre la posibilidad de inflamación de los residuos uraníferos por hidruración, pues el hidruro de uranio se inflama fácilmente a la temperatura ambiente si está irradiado.

— El 13 de marzo de 1980, el reactor **EDF-5 (SL-A2)** de Saint Laurent des Eaux sufrió la **fusión de dos elementos** combustibles, por **obstrucción** parcial de varios canales (17).

También en esta circunstancia actuaron los sistemas de seguridad y, por consiguiente, no salió contaminación radiactiva significativa fuera del cajón (vasija integradora del circuito primario). Sin embargo, los efectos económicos fueron muy elevados, sobre todo por los cuatro años que transcurrieron hasta alcanzar el reactor su potencia nominal.

Hasta pasado un año, desde la fecha del accidente, el Servicio Central de Seguridad de Instalaciones Nucleares (SCSIN), no autorizó al titular (EDF) para la divergencia a baja potencia y así poder evaluar la polución del reactor, programar los filtros a instalar y fijar el tarado de la DRG que correspondiera a cada caso.

REACTORES INGLESES

— El 10 de octubre de 1957 en el reactor número 1 de Windscale, reactor similar al G-1, refrigerado por aire a la presión atmosférica, tuvo lugar el accidente

con más consecuencias exteriores hasta el reciente de la CN de Chernobil, pues el de Harrisburg (TMI-2) siendo más importante económicamente, no fue así en efectos exteriores (23), (24) y (25).

El accidente de Windscale (23) en esencia consistió en una liberación espontánea de energía Wigner que provocó la **fusión** de 150 canales y un **incendio** que ocasionó el escape de 20.000 Ci de yodo 131, 12.000 Ci de Teluro-132, 600 Ci de Cesio-137 y 80 Ci de Estroncio-89.

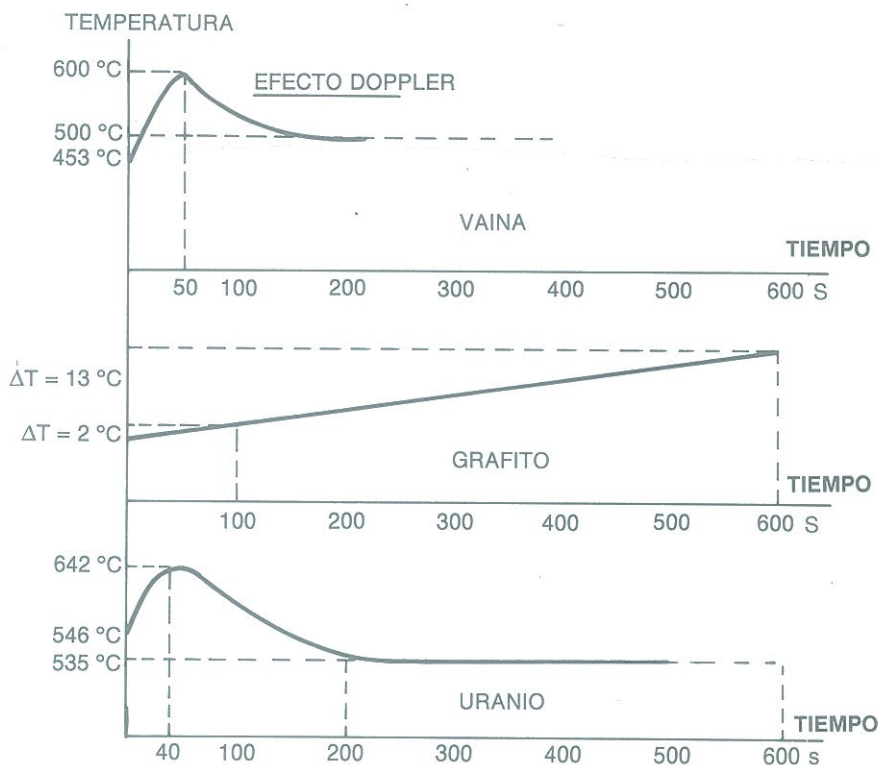
La consecuencia principal de este accidente fue la contaminación del aire atmosférico y de los alrededores, lo que llevó a que se requirieran la leche y los prados de la región.

La conclusión final y principal fue que: «El conocimiento de la liberación de energía Wigner era insuficiente y, por consiguiente, la falta de consigna de seguridad para este tipo de accidentes».

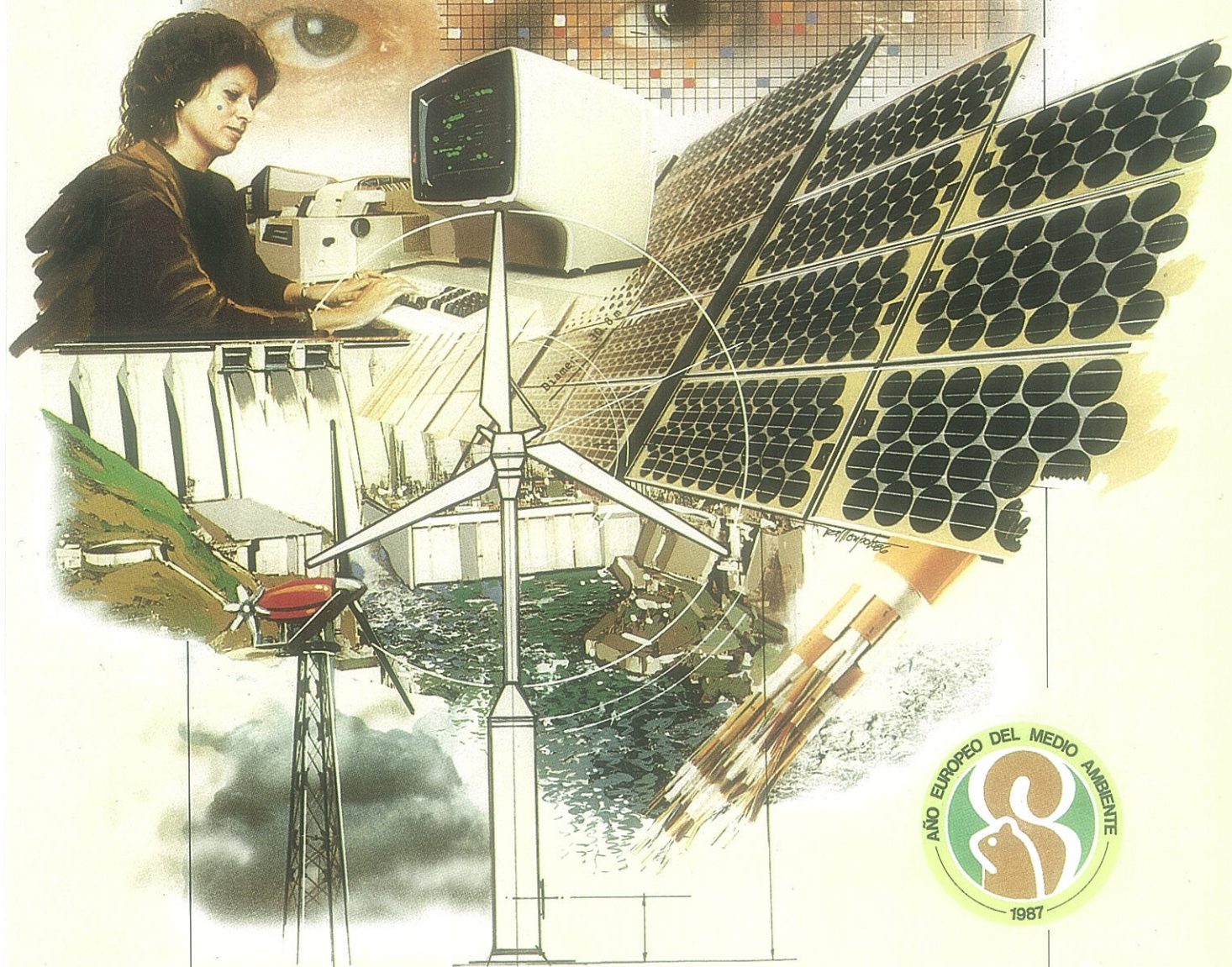
— El 3 de julio de 1966 otro reactor de tipo inglés, concretamente el de Latina, por un **error humano** en el orden de subida de barras de control para el aumento de temperatura, creó una alteración en el flujo y, por consiguiente, puntos calientes que dieron lugar a un escape de productos de fisión. Estos fueron detectados y el reactor parado por acción de la alarma del sistema de detección de rotura de vainas (DRG).

— El 11 de marzo de 1967 tuvo lugar el incidente R.2 en CHAPELCROSS, donde la **obstrucción** de algún canal por trozos

F VII Evolución de las temperaturas de vaina, grafito y uranio al producirse una obstrucción que reduce el caudal de un canal a un 25 % de su valor normal durante la mantención.



HE HACIA EL FUTURO



Hidroeléctrica Española prospecciona el futuro, prevé las nuevas necesidades y estudia e investiga las nuevas posibilidades energéticas. Hidroeléctrica investiga en la Central Solar Fotovoltaica de San Agustín de Guadalix —la primera de este tipo en España— la transformación directa del sol en electricidad a través de distintos tipos de células solares, estudia y desarrolla sistemas de producción que utilizan el viento como «combustible» y

otras tecnologías de punta aplicadas a la producción, transporte y distribución de energía eléctrica.

Esta labor investigadora, junto con la construcción de aprovechamientos hidroeléctricos de avanzada tecnología, como Cortes-La Muela, contribuye al desarrollo de un sistema eléctrico no contaminante que mantenga limpio nuestro medio ambiente y respete el equilibrio ecológico.



HIDROELECTRICA ESPAÑOLA

Energía Eléctrica. Energía Amiga.

de grafito dio lugar a la fusión de vaina y uranio hasta el punto de quedar totalmente obstruida la parte baja del canal. En febrero del año siguiente se consideró el canal limpio. Ni durante el accidente ni durante la reparación salió al exterior ningún producto de fisión.

LA CENTRAL NUCLEAR DE VANDELLOS I

La central nuclear de Vandellós I, ubicada en la provincia de Tarragona, es la única central nuclear española que pertenece a la familia de las que utilizan uranio natural como combustible, grafito como moderador y CO₂ como fluido refrigerante. Se trata de un casi duplicado de los reactores tipo A de la central francesa de Saint Laurent des Eaux (SL-A1) y SL-A2).

Una descripción detallada de la misma pueda encontrarse en la referencia (13) y para una visión más general, donde se consideran los principales aspectos de ubicación, economía y seguridad, consultar (26).

Dado el objeto principal del presente artículo, no se van a detallar las distintas partes que constituyen la central, pues existen referencias suficientes para ello. En las Figuras VIII y IX se muestra una vista general de la instalación y una representación esquemática de todo el conjunto.

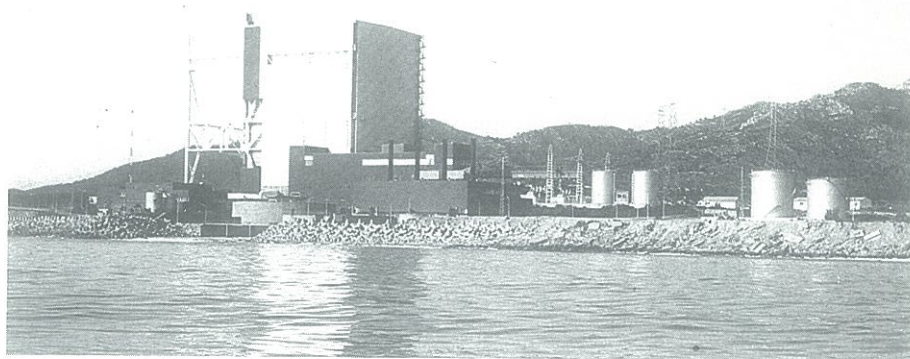
Por su actualidad, tras el accidente de Chernobil con incendio en el grafito de núcleo, seguidamente se va a hacer referencia al apilamiento de grafito, que constituye la estructura del núcleo y es el moderador y reflector del reactor de Vandellós I. En otro punto se van a hacer algunas consideraciones sobre su seguridad frente al poco probable, pero no imposible, incendio del núcleo, donde se usa grafito como moderador y CO₂ como refrigerante. En CHERNOBIL el refrigerante era agua, que como se sabe aumenta el riesgo.

EL APILAMIENTO DE GRAFITO

(13), (27), (28), (29)

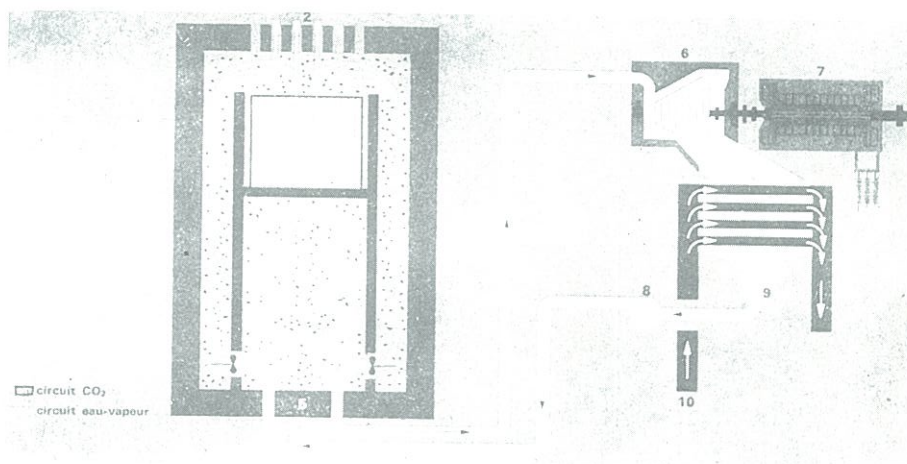
La estructura base del núcleo de este tipo de reactores la forma un conjunto de bloques hexagonales de grafito ensamblados entre sí mediante chavetas. El cilindro vertical es de más de diez metros de altura por unos dieciséis metros de diámetro.

En la Figura X se presenta una fotografía del montaje de uno de los lechos de los ocho que forman el total. Los bloques o columnas de grafito, además de albergar los elementos combustibles (13) y las barras de control, tienen la doble misión de moderador de los neutrones y de soporte del combustible nuclear. La sección completa del núcleo, recuerda a un gran panal de abejas con 3.264 celdas. En la Figura XI se puede apreciar una sección del núcleo, la situación de las



F VIII Vista general de la CN Vandellós I.

F IX Esquema de principio de una Central Nuclear tipo Vandellós I



barras de control y las distintas zonas que agrupan el sistema de detección de rotura de vainas (DGR). La corona de grafito que rodea al núcleo es el reflector. Como es natural, en una estructura de estas características se ha considerado la necesidad de compensar las posibles dilataciones térmicas y el efecto Wigner. A estos efectos se ha previsto un «juego» entre barras de 0,5 mm en la parte baja (cinco primeros lechos) y 2 mm en los tres últimos lechos de la parte alta.

Con el fin de asegurar la uniformidad del paso de red en el apilamiento, existe alrededor del mismo un *corsé-anillo* de 246 columnas de acero. El anillo superior está formado por 36 placas unidas rigidamente entre sí, el cual puede apreciarse en la Figura XIII. El dimensionado de este anillo está calculado para resistir a los esfuerzos de «respiración», hinchado eventual por efecto Wigner y bloqueo eventual por arqueado de las barras.

REFLEXIONES SOBRE SU SEGURIDAD FRENTE AL INCENDIO

Según lo expuesto, en Vandellós I al igual que en cualquier otra central nuclear que utiliza grandes cantidades de grafito en

el núcleo, siempre es preocupante el riesgo de incendio. Y afortunadamente su previsión, posibilidades y consecuencias ya fueron estudiadas en su día **antes** que el accidente de **Chernobil** tuviera lugar. No obstante, no debe olvidarse el seguimiento de las condiciones de operación de las instalaciones y su evolución con el progreso tecnológico, pues bien puede variar la óptica del COSTE-BENEFICIO con el tiempo y la acumulación de los productos de fisión, así como la Concentración Máxima Admisible (CMA) en agua y aire de los distintos nucleidos.

Las referencias bibliográficas existentes muestran con claridad que la mayoría de los accidentes nucleares son una combinación desafortunada de **errores humanos** y fallos del equipo técnico. En el caso de Chernobil, también se puede asegurar ya que el accidente fue debido a fallos humanos.

Parece obvio que los peores accidentes nucleares, tanto desde el punto de vista humano como económico, han sido errores del Equipo de Operación. Esta realidad experimental es altamente preocupante, pues mientras una minoría está siendo capaz de desarrollar una alta tecnología, el personal de explotación no



FX Montaje del primer lecho de grafito en el apilamiento del núcleo (foto Jacques).

puede o no sabe «conducir» o, lo que sería peor, las condiciones psíquico-técnicas de los operadores no son las correctas.

Es evidente que determinadas acciones de control no son confiadas en su totalidad al hombre. Concretamente, la central nuclear de Vandellós I, así como sus hermanas francesas SL-A1 y SL-A2, poseen un diseño muy peculiar, basado en el uso de ordenadores para el control de operación.

Seguidamente se van a resumir algunos aspectos más significativos del Sistema de Seguridad de Vandellós I, precisamente con el fin de poder ofrecer una importante reflexión sobre la baja probabilidad (no imposibilidad) que existe para que se puedan conjugar varios fallos y que ello lleve al incendio de las casi 4.000 Tm de grafito existentes en el circuito primario del reactor.

El Sistema de Seguridad de la CN de Vandellós I está basado en dos grandes ordenadores y su sistema de control, situado en la Sala de Control, comprende teleinscriptores de conducta, evolución, diálogo y lector-perforador.

Además del Sistema de Seguridad citado, existen varios Sistemas de Regulación que controlan y regulan los parámetros de operación entre los límites de consigna establecidos previamente. Así existen:

- La cadena de regulación de la potencia del reactor que permite controlar y regular el valor de la temperatura del re-

frigerante (CO₂) a la salida del núcleo del reactor.

- La cadena de regulación del cambiador de calor, la cual controla y regula también la temperatura del refrigerante, pero a la salida del cambiador.

- Y existe una tercera cadena que es la reguladora de potencia propiamente dicha, pues es la que responde a la petición de los grupos turboalternadores, según la demanda de la red.

Como se ha visto anteriormente, son varios los accidentes previsibles en este tipo de reactores. En relación con aquellos que pueden conducir a la fusión del combustible e incendio generalizado, existen una serie de seguridades que lo evitan porque precisamente su misión es la de mantener los parámetros operativos del reactor por debajo de unos límites prefijados. Así:

- Para limitar la polución de los circuitos por productos de fisión está la cadena de Detección de Rotura de Vaina (DRG).
- Para mantener correcta:
 - La temperatura del CO₂ a su salida del núcleo están las cadenas llamadas CROG y CROV.
 - La presión del CO₂ en el cajón, está la cadena RFOS.
 - La temperatura del CO₂ en las turbosoplantes, está la cadena CROT.

Todos estos sistemas, también llamados cadenas de seguridad, actúan según la lógica dos sobre tres (2/3) y automáticamente provocan la parada del reactor. Además de las seguridades menciona-

das respecto a las seguridades intrínsecas de la instalación, existe todo un sistema de Cadenas de Radioprotección, las cuales suministran información permanente en la Sala de Control, donde se procesan los datos por ordenador y, en su caso, se disparan las alarmas correspondientes si se superan los límites fijados.

CONCLUSIONES

Desde los orígenes del desarrollo del tipo de reactores nucleares que utilizan el grafito como moderador, se ha considerado la importancia de un probable accidente de incendio del núcleo. Existe abundante bibliografía al respecto, especialmente inglesa y francesa. En este artículo se citan algunas de ellas, si bien en su mayoría se refieren más al aspecto conceptual de la seguridad nuclear que a la evolución físico-química del problema. Dentro de esta línea, y por tratarse de la autoridad del declarante, seguidamente se reproduce la respuesta que F. COGNE, Director del Instituto de Protección y Seguridad Nuclear (IPSN) del CEA francés, dio cuando fue preguntado por la posibilidad de que un accidente tipo Chernobyl tuviera lugar en los reactores grafito-gas de Francia: «Je ne vois pas un accident de la gravité de Tchernobyl, ayant les mêmes conséquences sur l'environnement se produire dans nos installations. **Mais je n'affirme pas qu'il soit impossible.**»

Como se puede deducir del texto del artículo, el accidente originario que puede dar lugar a un incendio puede ser muy diverso. Es decir, todo aquél que permita una subida de temperatura que lleve a la fusión de la vaina del combustible o a la variación de la estructura base del apilamiento de grafito. Se han citado algunos casos de experiencia real.

Por diseño, en principio, todos los reactores nucleares requieren disponer de una **contención** (30) (o conjunto adecuado y coherente de salvaguardias que impida el escape incontrolado de radiaciones o productos de fisión en caso de accidente), diferente según el tipo de reactor que se trate, pues como dijo LORD SHERFILED, ex-Presidente del Atomic Energy Authority del Reino Unido (31): «lo que la normativa de seguridad pretende es que se alcance el grado de seguridad necesario y para ello los Organismos Reguladores deberán hacer las evaluaciones necesarias cuando proceda y las correspondientes al seguimiento de explotación de las instalaciones nucleares y así garantizar a la población que el grado de seguridad con que se explota la instalación es suficiente con arreglo a la normativa de seguridad y tecnología del momento». Es por tanto el Organismo Regulador el responsable del control y, por consiguiente, del seguimiento de la evolución de los criterios de seguridad y protección radiológica, para así poder imponer, si procede o no, las mejoras o nue-

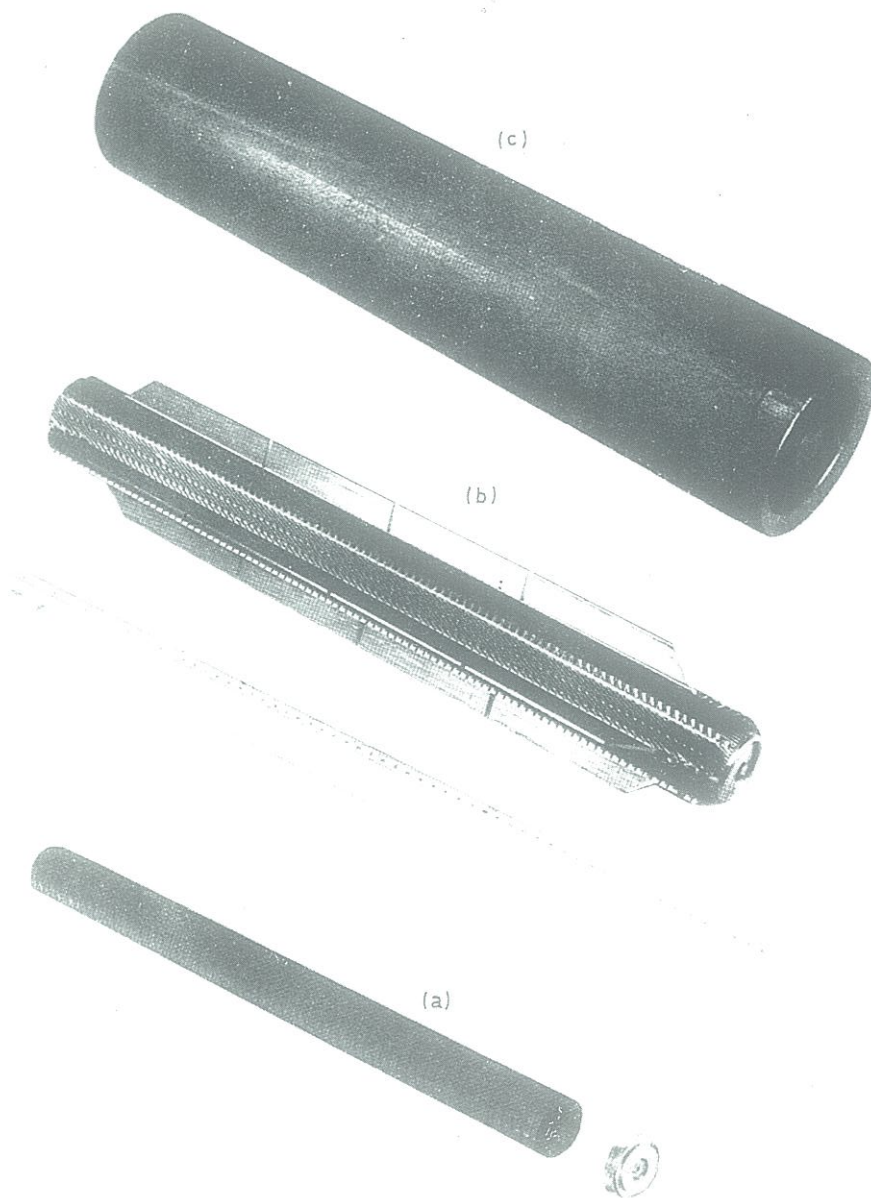


Foto de las partes de un elemento combustible: a) Combustible. b) Vaina con sus aletas de refrigeración. c) Camisa de grafito.

vos criterios de seguridad a establecer. No debe olvidarse que todos los materiales sufren alteraciones cuando son irradiados. En el caso concreto del grafito, tanto por estudios teórico-experimentales, como desgraciadamente por el caso del accidente de Windscale, se sabe de su posible variación en la estructura dimensional del mismo por efecto Wigner. Todo esto ha estado bien analizado en los reactores actuales que usan grafito, pero es evidente que el historial de explotación, a los efectos de mayor o menor irradiación, es muy específico de cada reactor, además de considerar los criterios generales del progreso en la tecnología que se trate.

- La experiencia ha demostrado que todos los accidentes nucleares y más en general, en los casos de accidentes graves, son una combinación desafortunada de errores humanos y fallos técnicos. En

Harrisburg (TMI-2) es conocido que iniciado un incidente éste se agravó cuando, al intentar mitigarlo, el operador de turno provocó por error una secuencia más grave del accidente.

En el accidente de Chernobil, pese a la falta de información fehaciente, parece ser que sucesivos fallos humanos también han sido consecuencia de la gravedad del mismo.

La reflexión más importante de todas es la relativa a la participación humana en la operación de las instalaciones nucleares. Por experiencia personal en acciones nacionales e internacionales, me considero en condiciones de afirmar que, incluso en foros de alto nivel internacional en el campo de la seguridad nuclear, no existe aún unanimidad en la mayor o menor conveniencia de que el personal de explotación en las instalaciones nucleares haya

de tener un nivel de formación determinado. Se pueden apuntar fácilmente las ventajas e inconvenientes cuando la formación de los procesos físico-químicos de estas instalaciones es amplio, pues frecuentemente la evolución de determinados accidentes posibles es tan rápida que lo más aconsejable es el cumplimiento estricto de lo previamente determinado en las Especificaciones o Consignas de Funcionamiento.

Visto que los accidentes de mayores consecuencias exteriores hasta la fecha (SL-1, Windscale, TMI-2, Chernobil) que se han conocido han sido (bien de origen, o lo que es peor por una acción posterior errónea) debidos a **fallos humanos**, no parece que el nivel técnico de la instalación sea la causa principal de los accidentes. Es evidente que siempre es mejorable el nivel tecnológico, pero **hoy por hoy el gran problema del uso comercial de la energía nuclear está en las características técnico-psíquicas del personal de explotación**. Sin duda alguna, la verdadera complejidad técnica de la instalación y el gran riesgo potencial no está suficientemente asimilado por el personal de operación y, lo que es peor, parece que confusamente entre las personas de los organismos que autorizan a los titulares de operación para reactores nucleares.

Como conclusión final, se destacaría la necesidad de seriedad y, por tanto, **credibilidad del Organismo Regulador**, aunque esto requiera soportar críticas y acusaciones. No todo es previsible, pero es preferible el efecto positivo de manifestar que se ha considerado todo lo creíble, según la tecnología del momento y además, que se está dispuesto a mitigar los efectos de cualquier accidente que ocurra.

Sin lugar a dudas, la inseguridad y falta de credibilidad que se transmite al pueblo es mucho mayor cuando, inmediatamente después de ocurrido un accidente, se decide tomar medidas de seguridad y, lo que es peor, cuando éstas ya habían sido consideradas. Todos los países que utilizan instalaciones nucleares (y muchos que no tienen instalaciones de este tipo) disponen de algún Organismo Regulador, además de Normas nacionales o internacionales, a las que están sometidos por Convenios. No debe olvidarse que uno de los fines principales del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) es el de ayudar a los países con bajo nivel tecnológico que desean hacer uso de instalaciones nucleares con un nivel tecnológico superior al nacional. Por tanto, se considera seriamente perjudicial hacer ver a la población que tras un accidente se van a iniciar nuevas actividades de seguridad. Por ejemplo, son muchas las publicaciones de distintos países donde se dice que ahora, tras el accidente de Chernobil, el OIEA va a proponer una cooperación internacional en

caso de accidentes nucleares. Evidentemente, el Convenio que se firmó debe tener alguna razón psicosocial del momento, pero afortunadamente esta problemática no escapó a la JUNTA DE GOBERNADORES del OIEA (32), (33) y (46), la cual en su sesión del 17.8.82 tuvo como tema principal: LA COOPERACION INTERNACIONAL EN MATERIA DE SEGURIDAD NUCLEAR Y ASISTENCIA MUTUA DE EMERGENCIA EN RELACION CON ACCIDENTES NUCLEARES.

Frente a la circunstancia de que en todo accidente existe la componente tristemente real del hecho ocurrido, no se debería jamás empezar a dar normas generales de seguridad como si éstas no existieran anteriormente y se promulgaran una vez que tiene lugar cualquier accidente.

Es evidente la necesidad de utilizar lo antes posible las lecciones que pueda dar un accidente real, pero jamás aparentar lo que no son los Organismos Reguladores del Control, es decir, que si bien es cierto que NO SOLO HAY QUE SERLO SINO QUE PARECERLO, jamás debe aparentar antes de ser un Organismo de tanta responsabilidad como el que debe controlar la seguridad nuclear de las instalaciones y la protección radiológica de las personas.

La obsesión de todo Organismo Regulador a no ser criticado por falta de información, no debería descuidar, e incluso en algunos casos abandonar, el análisis y las consecuencias técnicas de todo accidente nuclear. Ante todo, debe mantenerse la responsabilidad profesional y la credibilidad del Organismo Regulador, aunque esto cueste más tiempo del requerido por los medios de comunicación.

REFERENCIAS

1. OECD. Publicación periódica NEA sobre *Regimen d'Autorization et d'Inspeccion des Installations Nucleaires* en países miembros.
2. «Ley 15/1980 sobre Creación del Consejo de Seguridad Nuclear». BOE núm. 100 del 25 de abril de 1980.
3. PERELLO M.: «Nueva línea en el procedimiento de licencias en España». Revista *Energía nuclear*, núm. 146, nov.-dic. 1983.
4. PERELLO M.: *New Trend in the Licensing Procedure of Spain: El Consejo de Seguridad Nuclear WEP. 2* ICONT II. Buenos Aires, 1982.
5. BOURGEOIS J. et al. *Problèmes de sécurité des réacteurs de puissance a naturel modérés au graphite et refroidis au gaz*. Symposium on Reactor Safety/INEA, VIENA, mayo, 1962.
6. MARTIN D. et al. *Inflammation dans l'air d'elements combustibles*. Symposium on Reactor Safety. IAEA, VIENA, mayo, 1962.
7. RGN. *Les grandes programmes expérimentaux de sûreté des installations nucleaires*. *Revue generale nucleaire*, núm. 4, 1982.
8. GUILLEN R.: Pág. 495 del libro *Physique Nucleaire Appliquée*. 1963. Editorial EYROLLES, París.
9. OTERO de la Gandra et al. *Grafito para reactores*. *Rev. Energía Nuclear*, núm. 15, 1960.
10. Nuclear Power. Nov. 1957 (466). *Conferencia del Carbón y grafito industrial*.
11. BOE 225, 20-10-72 *Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas*. Artículo 14, apartado E.
12. ROUSSEAU J. C.: Dobremelle M. D E P / E M T / T / 6 8 - 1 4 5 7 ; DEP/EHT/+/69-68. *Rapports núms. 1 y 2 sur Evolution des temperatures, des debits et de pressions dans un reacteur du type SL-1, au cours d'un correct de soufflage*.
13. PROYECTO de la CN de Vandellós. Documento técnico HIFRENSA, adjuntado a su solicitud de construcción.
14. DEP/GTSP núm. 155 del 28-3-1967 *Securité du combustible des centrales graphite-gas*.
15. INFORME CEA-TP-7579 sobre *Système d'epuration de l'air dans les installations nucleaires françaises*. Symposium IAEA, 1968.
16. PERELLO M.: Informe comisión en Saclay 1968-69. *Análisis de obstrucción de un canal, según el código: DPPA 00 1S*.
17. *BULLETIN sur la Sûreté des Installations Nucleaires*. Núms. 14 de 1980 y 27 de 1982.
18. CARNINO A., Girard: *Note sur les incendies dans les reactores de la Fillière Grafite-Gas-Uranium naturel Version non y integrée*. DEP GTSP La, 1968.
19. NOTE EDF-SEGN-MP 25-65. *Acumulation d'Energie par effect y Wigner*. 1965.
20. NOTE EDF-SEGN-MP 34-65. *Oxidation radiologique du graphite*.
21. BACHER P.: *Informe DEP/6.68.25 del CEA/UKAEA sobre incidente de fusión de combustible*.
22. PROCEEDING sur Symposium Decommissioning of Nuclear Facilities, Viena, 1979.
23. ACCIDENT at Windscale núm. 1 Pile, on 10th October 1957. Atomic Energy Office. Londres, 1957.
24. INFORME JEN realizado por el Dep. de Seg. Nuclear sobre el accidente de la CN Three Mile Island-2 DSN/005/79. Madrid, 1979.
25. RAPPORT IAEA-Post-TMI-2 *International experience in the implementation of the lessons learned from the THREE MILE ISLAND incident* (Comments from Member States).
26. PERELLO M.: GS/06/68. *Descripción General de la CN de Vandellós*. Informe interno JEN de 1968.
27. RAPPORT CEA. DEP/EMT/64 6242. *Determination de l'empilement EDF4 et controle des valeurs adoptées pour EDF-3*.
28. BUTTIN, J.: *Realization de la centrale nucléaire de Vandellós*. Revista *Energie nucleaire* núm. 1970.
29. RAPPORT CEA/DEP/EMP 63-420-EDF. *Empilement Projet* 1963.
30. ALONSO A.: *Curso Ingeniería Nuclear*. IEN de la JEN.
31. LORD SHERFIELD: Conferencia en JEN el 29-11-67 como Presidente del Atomic Energy Authority del Reino Unido.
32. OIEA. Documentos GOV/2069/Rev. 1; GOU/OR./588; GOV/2093/ de agosto 1982. Notas de reunión de la JUNTA DE GOBERNADORES.
33. OECD. *Environmental Protection in Frontier Regions*. París, 1979.
34. PERELLO M.: *El CSN y las Centrales Nucleares en Explotación. International Symposium on Operational Safety of NPP*. IAEA, Marseille, 1983.
35. DADILLON J.: CEA-TP-6202. 1966. *Contamination par reject gazeuse en cas d'accident pour les reacteurs refroidis au gaz CO₂*.
36. ROGUIN A.: CEA-R-2784. *Contribution a l'étude des Installations de DRG*.
37. VIALLET H., Ollier M.: *Element Combustible a âme graphite*. Note technique DMT 68-537-N, 1968.
38. Note M286F-8.1.86. *Essais detection et protection incendie*.
39. Note EDF-REN2-T34F. *La fabrication du graphite nucleaire*. Mai, 1966.
40. D. COSTES.: *Note sur la sûreté des caisons de réacteurs, recontrait*. Rapport CEA/PP, 1962.
41. BOUSSARD R. et al. *Experience de fonctionnement des réacteurs 62-73 Marcoule et enseignements des essais de demarage du réacteur EDF1 de Chinon P/35* Symposium on Reactor Safety. Viena, IAEA, 1962.
42. BOURGEOIS ET SAINTUKSLY B.: *Development des réacteurs a graphite et uranium naturel*. P136. Symposium IAEA on Reactor Safety. Viena, 1962.
43. IAEA/NEA. *Symposium on the Decommissioning of Nuclear Facilities*, Viena, 1978.
44. OECD. *Safety the nuclear fuel cycle*. París, 1981.
45. *Proceeding ICONT II*. Buenos Aires, 1982. TRANSATION.
46. NEA. *Symposium sur la Cooperation internationale dans le domaine nucleaire*. París, 1978.
47. PASCUAL F.: «Traducción del Programa Nuclear en Francia del año 1959». *Rev. Energía nuclear*, núm. 11, 1959.
48. BENEDICT M.: et al: *Nuclear Chemical Engineering*. Mc. Graw-Hill, New York, 1981.
49. BOUDERESQUE B. et al. *20 Years Experience in Metallic Uranium Fuel Cycle*. Nuclear Energy Maturity Proceeding of April 1975. New York, 1976.