

LOS ELEMENTOS COMBUSTIBLES

INTRODUCCIÓN HISTÓRICA Y CIENTÍFICA

R. CARO

PRESENTACIÓN

En la reacción de fisión, como se expresa simbólicamente en la fórmula (1), un neutrón es capturado por un núcleo de U^{235} , que a continuación se rompe en dos fragmentos, liberándose al mismo tiempo otros 2 o 3 neutrones, que pueden seguir provocando más fisiones según un proceso típico de reacción en cadena. La expresión que sigue expresa una de las muchas posibles reacciones de este tipo:



Una característica importante es que en el proceso indicado se desprende una tremenda cantidad de energía (~200 MeV); y adjetivarlo de "tremendo" hace al hecho de que en una reacción química, como la que pueda darse en una combustión convencional, la energía liberada en cada reacción sería unos mil millones de veces más pequeña. Este tipo de reacciones fue descubierto y correctamente interpretado en los años 1938-39, y su potencial bélico fue evidente desde el principio: se podría construir un explosivo que con el mismo tamaño que los convencionales tuviera un efecto destructivo centenares de millones de veces superior. Y no solamente era su nivel explosivo, sino también el hecho de que los fragmentos de fisión, -el La y el Br en el ejemplo de la reacción nuclear antes mencionada-, pueden ser muy radiactivos, lo que supone un efecto bélico adicional devastador. Estas características hicieron que las potencias participantes en la 2ª Guerra Mundial se embarcaran en una carrera, en la que llegar primero a la meta significaría muy probablemente ganar la partida. Así, se estableció el Manhattan Project en los Estados Unidos y el Uranprojekt en Alemania. El resultado ya es historia: los Estados Unidos ganaron la guerra.

Es pertinente mencionar en este punto, que en las investigaciones que necesariamente

se realizaron en torno a la ecuación (1), se concluyeron entre otros muchos los siguientes hechos:

1) El uranio natural consta básicamente de dos isótopos, a saber: el U^{235} (0,7% del total), es fisionable con neutrones de cualquier energía según reacciones nucleares similares a la (1); y el U^{238} sólo es fisionable con neutrones de energías superiores a 1.1 MeV, siendo además un tremendo absorbente parásito de neutrones en el intervalo aproximado de 6eV a 1KeV. En la fig. 1 se representa cualitativamente una medida de las probabilidades de fisión y absorción (σ_f y σ_a) en todo el intervalo energético para ambos nucleidos.

2) En las capturas parásitas del U^{238} se produce un nuevo elemento, el plutonio, cuyo isótopo 239 tiene propiedades fisionables casi idénticas al U^{235} . Las reacciones son las siguientes:



3) Los neutrones de fisión nacen con un espectro continuo de energías, con un valor máximo de unos 10 MeV y un promedio de 2MeV. Con esta velocidad inicial o bien escapan del sistema, o bien comienzan a interactuar con los núcleos del medio, según reacciones de dispersión, en las que pierden energía, o reacciones de absorción, en las que desaparecen.

4) Es imposible la utilización del uranio natural para conseguir la reacción en cadena automantenida necesaria en una máquina de generación de energía (o en una explosión), a cuenta del gran contenido de U^{238} y de sus propiedades (poco fisionable y muy absorbente).

Al respecto, es notable el pesimismo de la carta de Bohr a Fermi a finales de la década de

los 30 en la que opinaba que los neutrones de fisión, en sus reacciones con los núcleos del medio, provocarían unas pocas fisiones en el U^{235} , pero la mayoría de ellos sufrirían una dispersión inelástica con el U^{238} que los haría caer de lleno en su propia región resonante donde serían capturados y por lo tanto, perdidos. Bohr incluso calculó, aunque de forma muy grosera, que la probabilidad de que los neutrones sobrevivieran a dicha zona resonante era de aproximadamente 10^{-38} , lo que justificaba sobradamente su pesimismo.

Parece, pues, que para conseguir una reacción en cadena automantenida no queda otra solución que eliminar el U^{238} , total o parcialmente, del sistema. Este proceso, que en la jerga de este entorno se llama enriquecimiento, resulta ser extremadamente caro, a cuenta del tremendo parecido entre ambos isótopos. (Por supuesto, el parecido se refiere a propiedades físicas y químicas; aunque no nucleares).

Enrico Fermi, sin embargo, ideó otro procedimiento. Si el uranio natural se mezcla con elementos de bajo número másico, los neutrones de fisión, como enseña la mecánica clásica, en pocas colisiones perderán casi toda su energía cinética; o dicho de otro modo, saltarán casi limpiamente las resonancias del U^{238} (fig.1) evitando así ser absorbidos, y llegando a la zona donde pueden fisionar más fácilmente el U^{235} .

Por supuesto, otro procedimiento podría ser la utilización del Pu^{239} producido en las reacciones (2), aunque aquí las dificultades surgirían lógicamente en la producción previa de tal nucleido, y en su separación posterior del resto de los nucleidos de uranio, y de los demás nucleidos genéricamente representados en (1) por el lantano y el bromo.

EL CP-1 . TODO UN ACONTECIMIENTO

El 2 de Diciembre de 1942 se hizo crítico el primer reactor nuclear del mundo, el CP-1 (Chicago Pile nº 1). Se trataba de un apilamiento

de aproximadamente 7m x 7m constituido por bloques de grafito, atravesado de lado a lado por barras de uranio natural de una pulgada de diámetro.

Ciertamente, los científicos del Proyecto Manhattan habían concluido que la bomba A podría ser de U235 puro (o casi puro), o de Pu239 también con muy bajo contenido en los demás isótopos acompañantes (Pu240, 241 y 242). Al no estar seguros de ninguna de las dos alternativas, o en una de las dificultades tecnológicas que en la y otra inevitablemente surgirían, se decidieron por las dos.

En el segundo caso, el proceso constaría de dos fases, ambas igualmente novedosas. En la primera habría que construir una máquina (el primer reactor nuclear), en la que se consiguiera una reacción de fisión en cadena automantenida. Se sabía que el número de neutrones que se producían en cada fisión era aproximadamente de 2'4 por término medio; uno de ellos era necesario para mantener la reacción en cadena, y por lo tanto solo se disponía de 1.4 más para capturas parásitas, fugas y absorciones en U238 que produjeran plutonio según (2). Obviamente se trata de un balance complicado a cuenta de la escasez de neutrones. El más conflictivo de los elementos presentes en el medio base de las reacciones nucleares es el U238, porque es tan abundante y su absorción tan elevada (fig. 1), que la producción de Pu estaría asegurada, si no fuera porque aquel absorbe un número muy elevado de neutrones, incluso los necesarios para mantener la reacción de fisión en cadena, y en consecuencia puede detenerla. El equilibrio, delicado, consiste pues en mantener la reacción en cadena, como requisito fundamental, y que la mayor parte de los neutrones restantes, sea capturada por el U238 para producir Pu239.

Y en este punto, surgió por primera vez en la historia la necesidad de agrupar el uranio en islotos independientes, es decir en Elementos Combustibles.

En efecto, analizando con atención la reacción (1), parece que la construcción de la máquina que nos ocupa, habría de consistir conceptualmente en un receptáculo donde poner el uranio, y disparar sobre él un neutrón que iniciaría el proceso, porque los producidos en la primera reacción provocarían más fisiones, más energía, más neutrones, etc... La energía aparece en estas reacciones básicamente como energía cinética de los neutrones y de los fragmentos de fisión; y se transmite al medio circundante mediante una elevación de temperatura, que habrá de ser tratada con un refrigerante según el proceso termodinámico clásico correspondiente.

Podría imaginarse tal máquina como una disolución de uranio, o de alguno de sus compuestos, en un medio de bajo número atómico para posibilitar la moderación de los neutrones. Hay que decir que en este orden de cosas se han ensayado, entre otras, disoluciones de SO_4UO_3 (sulfato de uranilo) en H_2O o en D_2O . La extracción de calor podría asegurarse mediante la circulación de algún refrigerante convencional, p.ej. H_2O , por tuberías que atravesaran la mezcla homogénea de combustible/moderador. Sin

embargo, este sistema, con uranio natural como combustible, presenta un grave inconveniente; los neutrones en su proceso de moderación pasan en todo momento, quiere decirse en todo el intervalo energético, por la vecindad de algún núcleo de U238. En tales condiciones la probabilidad de que el neutrón sea absorbido parásitamente es muy grande y, por lo tanto, no llegaría a la zona de bajas energías donde la probabilidad de fisión en el U235 es mayor. Este tipo de consideraciones y experimentos, a buen seguro supusieron un jarro de agua fría para los investigadores, que vieron esfumarse la posibilidad de una reacción de fisión en cadena usando uranio natural.

Pero el genio de Enrico Fermi también encontró una solución a este problema, basándose en las siguientes consideraciones:

Si el uranio se incorpora de forma heterogénea en el moderador, es decir, si el combustible, -en forma de barras, placas, esferas, etc.-, está inmerso en el moderador, tiene lugar un efecto de autoapantallamiento neutrónico, tanto más acusado cuanto mayor es la sección eficaz macroscópicas de absorción. En la figura II se representa la distribución de densidad neutrónica en una barra de uranio inmersa en un moderador, para neutrones cuyas energías caigan en la zona de resonancias del U238 (~6eV - ~1KeV), y en la zona de alta probabilidad de fisión de U235 (zona térmica, 0eV - ~0.3eV).

Cuando en el proceso de moderación, los neutrones llegan a la zona de resonancias, son absorbidos en cuanto inciden sobre la superficie del combustible, lo que explica la rápida caída de la densidad neutrónica, y como consecuencia, el interior de la barra absorbe menos porque hay menos neutrones. Por supuesto, el mismo fenómeno ocurre para los neutrones térmicos, que también tienen una sección eficaz de fisión considerable. Sin embargo, el autoapantallamiento es menor porque la σ_f es menor, y por lo tanto, predomina el efecto de ahorro de neutrones, que con este truco son menos absorbidos en la zona resonante. En todo caso, la economía neutrónica es precaria, y en el CP-1, momento estelar en la historia de la Ciencia, la criticidad se consiguió con unos 40T de uranio natural en forma de barras que atravesaban de lado a lado una matriz de grafito.

La necesidad de heterogeneizar la topología combustible-moderador, solución simplísima y genial que permitió resolver un problema grave, fue también descubierta por Karl von Weiszäcker y su equipo en el Uranprojekt en Alemania; pero fue mal llevada a la práctica porque la heterogeneización consistía en pequeñas esferas o cubos de uranio metálico inmersos en D_2O colgando de unos pequeños cables de acero, y aunque la idea era tan buena como la de Fermi, la absorción parásita del Fe de los cablecillos fue suficiente para dar al traste con el experimento.

Por supuesto, si la heterogeneización supone una mejora en la economía neutrónica debido al autoapantallamiento del combustible en la zona resonante, parece obvio que habría que construir elementos combustibles cuya relación

superficie a volumen fuera mínima. Dicho de otra manera que, desde este punto de vista, todo el combustible del reactor habría de estar incorporado en un único elemento, por lo tanto muy grande, inmerso en un baño de moderador. Desde luego no es así, por razones que se analizan más adelante.

También es evidente que, si a igualdad de otras circunstancias, fuéramos aumentando gradualmente el enriquecimiento, el autoapantallamiento en el U238 disminuiría, y en cambio aumentaría en el U235; con lo cual, y *solamente* desde el punto de vista de la economía neutrónica, la heterogeneización no sería recomendable.

PROBLEMÁTICA DEL ELEMENTO COMBUSTIBLE

El conjunto de problemas asociados al elemento combustible puede agruparse básicamente en dos capítulos que se glosan brevemente a continuación:

Problemática nuclear. Se ha comentado que la razón de agrupar el combustible de forma heterogénea respecto al moderador es básicamente neutrónica, porque la heterogeneización produce un efecto de autoapantallamiento en la zona de energías resonantes. Pero al ser necesario por razones termodinámicas limitar el tamaño del elemento combustible, hay que contar con la existencia de varios de ellos adecuadamente separados y, naturalmente, la distancia entre ellas será el resultado, entre otras, de consideraciones nucleares.

En efecto, la biografía de cada neutrón podría describirse en los siguientes términos: nace por fisión con una energía promedio de unos 2MeV en el interior del elemento combustible; sale disparado con dicha energía inicial, sufriendo quizá alguna colisión en el propio combustible, pero lo más frecuente es que salga al moderador donde muy rápidamente pierde energía, llegando a la zona térmica donde muy probablemente volverá a ingresar en el combustible para producir fisión. Es evidente, pues, que la distancia óptima entre elementos combustibles estará condicionada por el recorrido que por término medio efectúe el neutrón desde su nacimiento hasta el momento de ingresar en la zona térmica de energías.

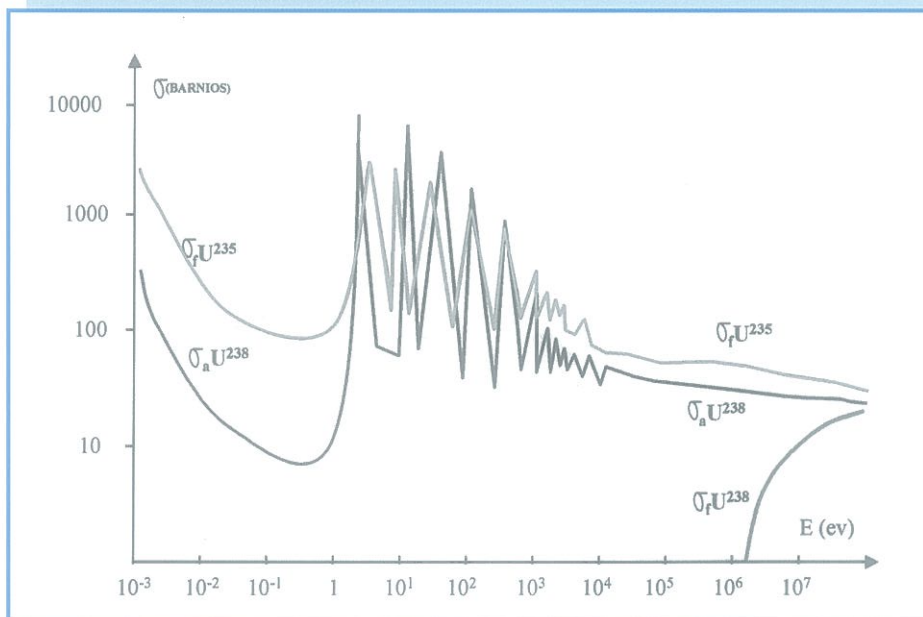
Fermi, una de cuyas características más brillantes era generar modelos matemáticos extremadamente simples pero muy representativos de la realidad, concibió la Teoría de la Edad cuya ecuación final,

$$\nabla^2 q(r, \tau) = \frac{\partial q(r, \tau)}{\partial \tau} \quad (*) \quad (3),$$

viene a expresar una relación cuantitativa entre la densidad de la población de neutrones en un punto r y su energía (a través de su edad τ). La ecuación (3), -una de las más elegantes de la Física de Reactores a cuenta de su contenido y brevedad- expresa básicamente algo irrefutable:

(*) q es la densidad de moderación, u la letargia, y τ es la Edad de Fermi, $\tau = \int_0^\tau D/\xi \Sigma_a du$

F I - Secciones eficaces del U-235 y U-238



que en un entorno sin absorción (y tal es muy aproximadamente el caso de la zona de moderación) la variación de la población neutrónica en cualquier intervalo energético es debida a las fugas. Es evidente, por lo tanto, que con H_2O cuyas características moderadoras son excelentes, los elementos combustibles habrán de estar muy próximos entre sí, puesto que los neutrones se hacen inmediatamente térmicos. El D_2O tiene menor poder de moderación y, en consecuencia, en los reactores que usan tal moderador los elementos combustibles deben estar separados a una mayor distancia de (aproximadamente 6 cm). En los reactores de grafito esta distancia es del orden de 15 a 20 cm.

Otra característica típica de los elementos combustibles es la vaina, cuya misión fundamental es retener en el interior del combustible los productos de fisión gaseosos para impedir la contaminación radiactiva del moderador y refrigerante. Suelen ser metálicas, y su forma y composición tienen que asegurar una buena convivencia con el refrigerante, propiedades mecánicas adecuadas, retención de productos radiactivos y escasa absorción de neutrones. Acero, circonio, aluminio y manganeso con trazas de otros elementos han sido los materiales más utilizados.

Problemática termológica. El transporte del calor generado por fisión, junto con las propiedades nucleares descritas en el párrafo anterior determinan en cierta medida el tamaño y la separación entre los elementos combustibles. En efecto, la distribución espacial de la densidad neutrónica (fig. I) determina la distribución de fisiones y, por lo tanto, la generación de calor; su transporte a través del combustible hasta su superficie es un problema clásico cuya solución es la distribución de temperatura. Los límites de esta magnitud en el combustible y en la vaina imponen a su vez otros límites en el tamaño del elemento y en el caudal del refrigerante/moderador, y por lo tanto en la separación entre elementos combustibles.

Queda dicho, pues, que desde el punto de vista nuclear (neutrónico) el elemento combustible ha de ser grande, pero las condiciones termohidráulicas imponen una restricción en el tamaño. Así mismo, la separación entre elementos, cuyo óptimo neutrónico decide la ecuación (3), tiene otras restricciones termohidráulicas (caudal del refrigerante y potencia de bombeo); se trata, pues de un caso claro de optimización de requerimientos.

Y por supuesto, el capítulo de los materiales, es decir, las consideraciones metalúrgicas y mecánicas -tenacidad, estabilidad frente a la corrosión y demás agresiones químicas del entorno, resistencia frente a la irradiación, etc..., con el añadido de las sinergias entre los efectos mencionados- son otras componentes en esta problemática. Por añadidura, no puede olvidarse la componente económica.

CLASES DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES

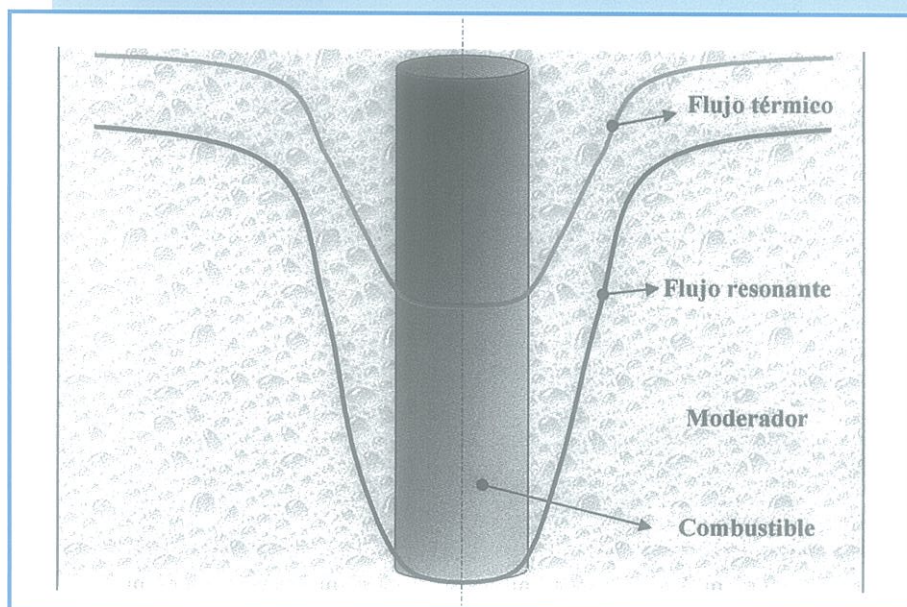
En los párrafos anteriores se ha comentado que la conveniencia de distribuir el combustible de forma heterogénea, es solo aplicable, desde un punto de vista neutrónico, a sistemas cuyo enriquecimiento en U-235 sea bajo. Esta condición define de forma casi unívoca a los reactores térmicos.

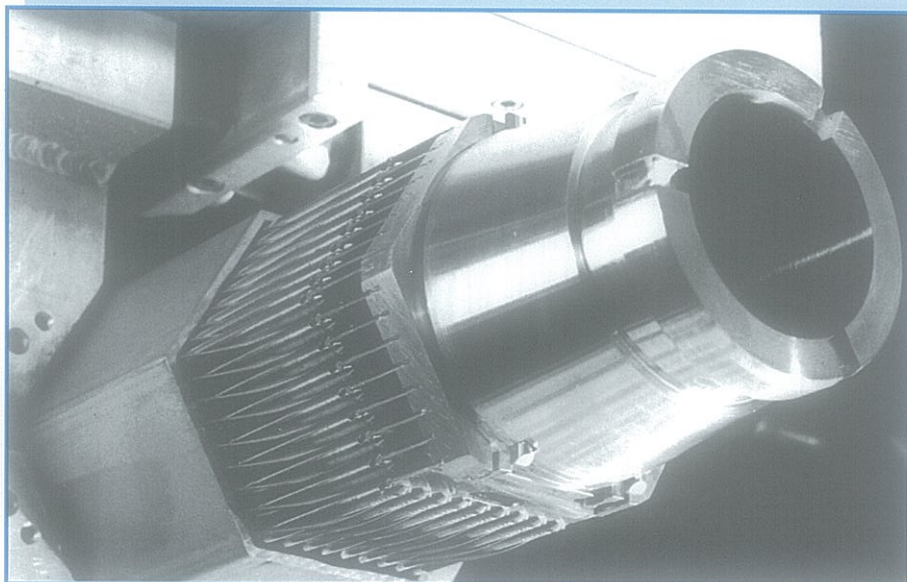
Si el reactor es rápido, la riqueza isotópica en U-235 ha de ser alta, y la economía neutrónica deja de ser un problema; la consecuencia inmediata es que ya no es necesaria la heterogeneización, que incluso puede ser contraproducente. Sin embargo, hay otras razones de tipo práctico, que siguen apoyando la alternativa heterogénea; por ejemplo, la comodidad tecnológica de manejo de los elementos combustibles.

Por supuesto, también se han construido reactores en los que el combustible estaba homogéneamente distribuido, aunque en la generalidad de los casos no pasaron de la fase experimental, y en algunos ni siquiera de la conceptual. En este capítulo merece la pena citar el Water Boiler Reactor construido en los Alamos y hecho crítico en Mayo de 1944 con 565 gr de U235 (U al 14'6% de enriquecimiento) en forma de sulfato de uranilo disuelto en 13 litros de agua ligera. Se construyeron tres versiones de baja, alta y más alta potencia, bautizados LOPO, HYPO y SUPO (Low, High and Super Power).

Otros reactores experimentales de este mismo estilo fueron construidos a continuación, como el del State College de North Carolina, y el Homogeneous Reactor Experiment de Oak Ridge, este último llegó a

F II- Flujo térmico y flujo resonante en un elemento combustible.





una potencia de 1000 Kw. Dentro del grupo de los reactores homogéneos hay que mencionar también el Molten Salt Reactor, mucho más avanzado tecnológicamente, y por tanto, mucho más difícil de construir.

Toda la experimentación realizada, con estas instalaciones y en otras no citadas concluía siempre en la misma problemática; la corrosión potenciada por las altas temperaturas y por la radiación fueron un obstáculo muy difícil, que junto con el buen resultado de los reactores térmicos heterogéneos, terminó con el concepto de reactor homogéneo.

En los reactores heterogéneos, salvo casos muy contados de naturaleza experimental, el combustible utilizado ha sido el uranio; mucho menos el plutonio, aunque en los últimos años el MOX (mixed oxide $\text{UO}_2\text{-PuO}_2$) ha sido profusamente empleado, en particular en Francia y en Bélgica, y en mucha menor medida y sólo en plan experimental, el torio.

El uranio ha sido utilizado en muchas formas químicas y físicas diferentes: uranio metálico, puro y en aleaciones, cerámicos como óxidos, carburos y siliciuros, y dispersiones en matrices metálicas o cerámicas.

El uranio metálico no puede considerarse como un buen combustible a cuenta de sus propiedades mecánicas muy variables frente a la temperatura y a la irradiación, a cuenta de la existencia de tres fases alotrópicas: la α -de estructura cristalina exagonal distorsionada-, la β -tetragonal-, y la γ -cúbica centrada-. La marcada anisotropía de la fase α se traduce inevitablemente en cambios dimensionales provocados por las temperaturas y la irradiación. El cambio a la fase β tiene lugar a 665°C , y a la γ a 770°C , lo que complica aún más la fenomenología mencionada. Por supuesto, la ciencia metalúrgica sabe paliar estos fenómenos, bien con la fabricación de conglomerados de glomerulos orientados al azar, bien mediante la adición de trazas de

otros materiales (Al, Mo, Nb, Ti y Zr). Además el uranio metálico reacciona con el oxígeno del aire, con el agua y con el H_2 incluso a temperatura ordinaria.

El combustible seguramente más utilizado en la industria nuclear es el UO_2 . Este material cerámico, aunque ofrece peor transmisión de calor que el uranio metálico, es muy estable frente a las altas temperaturas y a la irradiación, la absorción neutrónica del oxígeno es muy pequeña, es inerte frente al ataque químico por agua, e incluso a altos gra-

dos de quemado tiene una gran capacidad de retención de los productos gaseosos de fisión.

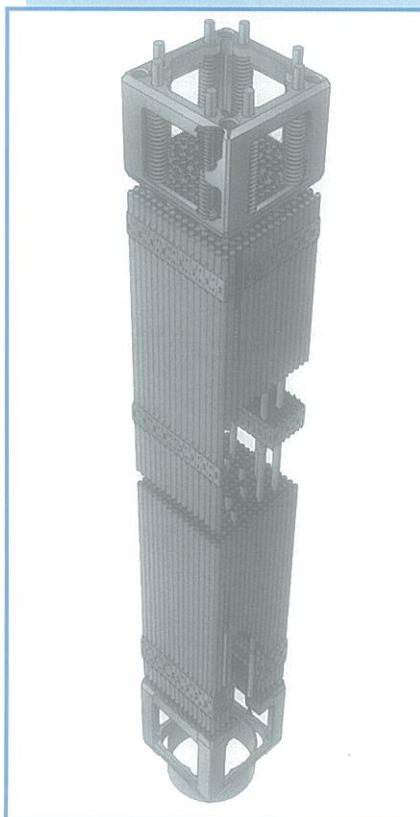
El carburo de uranio tiene propiedades parecidas al UO_2 , pero es menos inerte frente al agua; su densidad es más alta (13.6 gr/cc frente a 9.8 gr/cc) y la absorción neutrónica del grafito menor que la del oxígeno, lo que añadido a su mejor conductividad térmica permite que los elementos sean de mayor tamaño, con una clara ventaja nuclear para bajos enriquecimientos. Sin embargo, su fabricación es más cara. Su comportamiento es bueno frente al Na o al eutéctico NaK, por lo que se ha pensado en su utilización en algunos diseños avanzados y rápidos.

Otra manera de preparar el combustible, tratando de optimizarlo frente a las características anteriormente expuestas, es mediante una dispersión homogénea de un cerámico, CU ó UO_2 , en una matriz metálica o cerámica de características térmicas, nucleares y químicas optimizadas. En este concepto se han ensayado dispersiones de UO_2 o CU en Be, Al, Zr y acero inoxidable; tal es el caso del Army Package Power Reactor con UO_2 disperso en acero inoxidable, y en los sistemas de tipo MTR, como el JEN-1 de España, donde la matriz era aluminio. Merece una mención especial el caso del HTGR (High Temperature Gas Cooled Reactor) en el que el combustible consistía en miniesferas con una dispersión de CU en grafito envainadas también en grafito.

En cuanto a las vainas, cuyas misiones fundamentales consisten en retener los productos gaseosos de fisión y darle rigidez al conjunto, han de tener propiedades en gran medida iguales a las del combustible, y por eso se han construido de Zr en aleación, Al o acero inoxidable y Mg.

En la historia de los reactores nucleares, desde el CP-1, en el Argonne National Laboratory, primero de los construidos por el hombre, hasta las actuales centrales nucleares comerciales, ha habido una gran variedad de tipos de elementos combustibles; y como ya se ha mencionado, en el CP-1, de potencia prácticamente nula, los elementos combustibles eran cilindros de, aproximadamente 6 cm de diámetro. En el siguiente reactor de la lista, el CP-2, aunque la potencia se subió a 2 Kw el combustible siguió siendo el mismo. Hay que mencionar a continuación el GLEEP (Graphite Low Energy Experimental Pile) construido en Harwell (Inglaterra) al término de la Segunda Guerra Mundial, muy parecido al CP-2, pero con una potencia de 100 Kw, lo que obligó a envainar en aluminio los elementos combustibles, para evitar su oxidación por el refrigerante (aire). Un paso adelante en esta tecnología está representado por el Oak Ridge Graphite Reactor, concebido como reactor demostrador para los plutónidos de Hanford; su combustible era enteramente uranio natural metálico, envainado en aluminio, con una potencia de 3800 Kw. de parecidas características en cuanto al

F IV - Elemento combustible de PWR. Cortesía de ABB Atom



combustible, aunque de potencia mucho más alta. El Brookhaven National Laboratory Reactor, de 28.000 Kw cuyo combustible siguió siendo uranio natural metálico, envainado en aluminio, y aire atmosférico como refrigerante, representó otro hito.

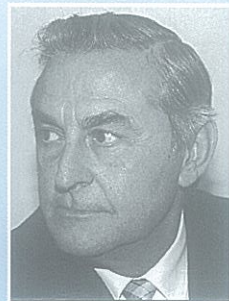
También de uranio metálico con vaina de aluminio fueron una serie de reactores moderados por agua pesada, tal es el caso del CP-3 de Uranio envainado en Aluminio en el que el D_2O también actuaba con refrigerante, construido en el Argonne National Laboratory; el NRX de 30 Mw construido por Canadá en Chalk River (Ontario); el ZEEP, Zero Energy Experimental Pile también canadiense, y varios otros.

Para conseguir mayores densidades de potencia, se ensayó el uranio más o menos enriquecido con D_2O como moderador. A este concepto pertenecen el CP-3 (1950), en el que el combustible es una aleación de aluminio con uranio enriquecido, aunque todo el resto del reactor es idéntico al CP-2. El CP-5 construido en 1954 tenía mayor tamaño y mayor potencia.

El H_2O como moderador-refrigerante tardó en ensayarse a cuenta de la mayor absorción neutrónica del H, que exigía el uso de U enriquecido. El MTR (Material Testing Reactor) comenzó su operación en 1952 en Arco (Idaho). Tenía 30 Mw de potencia y su combustible eran placas de una aleación de

aluminio en uranio enriquecido al 93% en un sandwich de aluminio. A continuación siguieron muchos ensayos, pero el auténtico desarrollo tecnológico de los sistemas de UO_2 con H_2O como refrigerante tuvo lugar en la investigación global para la propulsión submarina, que bajo la dirección de Hymann Rickover llevó a cabo la Marina de los EE.UU. Los dos mayores contratistas (aunque no los únicos) fueron General Electric, que desarrolló el Boiling Water Reactor que se consideró inadecuado para ser montado a bordo de un submarino; y Westinghouse que desarrolló el Pressurized Water Reactor según la idea de Alvin Weinberg. La adaptación de ambos conceptos a la producción electronuclear civil fue fácil, y los elementos combustibles, $-UO_2$ con uranio levemente enriquecido, envainados con aleaciones de acero o de circonio- fueron el origen de los que hoy queman numerosas centrales nucleares; su problemática actual se describe en otros artículos de este número monográfico.

No se han tratado aquí por falta de espacio, y porque en la actualidad su descripción es una pura curiosidad, otros elementos combustibles como los de tipo "Caramel", los de tipo MOX con U, Pu, e incluso Th; las minibolas del reactor cuasi homogéneo DRAGON (HTGR), o las del "Pebble Bed". Fueron todos proyectos ilusionados, pero se quedaron en la primera etapa.



Rafael CARO es Doctor en Física por la Universidad Complutense y Diplomado en Ingeniería Nuclear por la JEN; fue investigador en la Junta de Energía Nuclear con el puesto de Jefe de la División de Reactores Nucleares.

En 1987 fue nombrado consejero del CSN, renovándole en el cargo en 1993. Ha sido representante de la Sociedad Nuclear Española en la European Nuclear Society desde 1981 hasta 1985, y más tarde, Presidente de esta organización. Al terminar su mandato en 1987, fue elegido Presidente de ECN-90 (Conferencia Nuclear Europea, 1990 de ENS+Foratom, que se celebró en Lyon).

Desde 1992 a 1994 desempeñó en Chicago la Presidencia de la Internacional Nuclear Energy Academy.