

Investigación y desarrollo científicos y técnicos en el dominio de los reactores nucleares

por P. Maldague

1. Los reactores de potencia

La investigación aplicada en el dominio de los reactores nucleares pesa esencialmente sobre, por un lado, el perfeccionamiento de reactores de potencia ya probados, y por otro lado, en la puesta a punto de nuevos tipos de reactores de potencia que parecen ser prometedores.

Los tipos de reactores de potencia ya probados son:

- a. Los reactores de agua liviana presurizada (PWR) o hirviente (BWR) de los cuales las Figuras No. 1 y 2 muestran dos ejemplos extremos sobre el plan de la potencia unitaria. La Figura 1 se refiere al reactor BR3 Vulcain en operación en Mol (Bélgica), que corresponde a una potencia eléctrica total de aproximadamente 10 MW. La Figura 2 se refiere al reactor en construcción en Biblis (Alemania Federal) para una central que producirá cerca de 1200 MW.
- b. Los reactores a gas (AGR) de los cuales la Figura 3 muestra un ejemplo reciente: se trata del que equipa la central de Hinkley Point B (Gran Bretaña). Su potencia unitaria corresponde a 2×625 MW.
- c. Los reactores de uranio natural -agua pesada (HWR) del cual la Figura 4 muestra un ejemplo bien conocido en Argentina puesto que se trata de aquel en construcción en Atucha (potencia eléctrica correspondiente a 312 MW).

2. Desarrollo de los reactores de potencia

El perfeccionamiento de los tipos ya probados de reactores tiende a incrementar los rendimientos técnicos (potencia específica, densidad de potencia, potencia unitaria, presión y temperatura del vapor producido, energía producida entre recargas) del conjunto constituido por el reactor y sus núcleos sucesivos, teniendo en cuenta todas las operaciones ligadas al ciclo de combustible. Estos progresos técnicos aportan una mejora concomitante del costo de producción del kW/h nuclear.

Parte de estos desarrollos técnicos tienen un carácter prácticamente continuo en el tiempo: por ejemplo la mejora del rendimiento termodinámico de los núcleos de reactores. Por otra parte otros desarrollos son discontinuos en diversos grados: un caso típico es el reactor a gas HTR, versión de alta temperatura del reactor AGR.

El estudio de un proyecto de HTR de 600 MW, está en progreso en el plan europeo y su construcción se realiza en Oldbury (Gran Bretaña).

El desarrollo de tipos de reactores no probados incide principalmente sobre los reactores superegeneradores (o « rápidos ») enfriados con sodio líquido, del cual un proyecto europeo, el SNR, será comentado en esta exposición. El incide también sobre una versión de estos reactores enfriados al gas, llamada GBR, versión igualmente estudiada en el plan europeo.

3. La gama de tecnologías en juego

Como hemos podido comprobar por las Figuras 1 a 5, los reactores de potencia son instalaciones de gran tamaño. Su costo unitario excede ampliamente al millar de francos Belgas (es decir 8000 millones de pesos argentinos) solamente para la « caldera nuclear » con todos sus accesorios, excluyendo al o los grupos turbo-alternadores que utilizan el vapor producido. Este primer aspecto de los reactores nucleares es una de las razones por las cuales el costo de los programas de investigación y desarrollo es especialmente alto, otra razón es la amplia gama de tecnologías a poner en acción. Algunas de estas son específicas a los reactores nucleares, otras no lo son, pero su evolución ha sido influenciada en grados diversos por el desarrollo de los reactores nucleares.

El ejemplo más relevante es el de los equipos pesados. La cubas de reactores dieron origen a nuevos problemas técnicos, debido a su forma, al hermetismo requerido para las juntas cuba-tapa, las múltiples penetraciones (entrada y salida del refrigerante, mecanismo para accionar las barras de control, etc.) sus dimensiones y peso inusitado, y a la acción sobre sus paredes de las radiaciones salidas del núcleo. Para la solución de estos problemas, fueron necesarios importantes programas de investigación y desarrollo principalmente en irradiaciones de materiales de base, clásicos o especialmente adaptados, en tensometría en soldaduras de gran espesor, en control no destructivo de materiales y soldaduras. Estos esfuerzos se continúan debido a la evolución de las dimensiones de las cubas de reactores, ilustrada por la figura 5 (cubas de PWR).

Problemas análogos debieron ser resueltos para los generadores de vapor y las bombas primarias, de los cuales las fig. 6 y 7 ilustran la evolución de características en el caso de reactores PWR.

Pero es esencialmente sobre las tecnologías específicas a los reactores nucleares que ha incidido, y continúa a incidir el esfuerzo principal de investigación y desarrollo. Estas tecnologías se refieren a los elementos y montajes de combustión nuclear que constituye el núcleo del reactor y por extensión, a todas las operaciones del ciclo de combustible nuclear, es decir aquellas que preceden y siguen la irradiación de estos núcleos: producción de concentraciones uraníferas, purificación del uranio, transformaciones químicas, enriquecimiento eventual, concepción y fabricación de los elementos y de los montajes de combustible, tratamiento químico de los núcleos irradiados, reciclaje del plutonio, tratamiento de los desperdicios radioactivos.

Para la casi totalidad de estas operaciones fué necesario crear y desarrollar técnicas adecuadas para respetar especificaciones severas de impurezas, de tolerancias dimensionales, de resistencia de materiales, de corrosión, de contaminación radiactiva o de dosis de radiación. El desarrollo en estas técnicas se hace paralelamente con los resultados de ensayos llamados « fuera de pila » es decir sin irradiación, y « en pila » es decir irradiación en un núcleo de reactor. Estos desarrollos paralelos combinados con métodos de cálculo físicos y termo hidráulicos de los núcleos permiten las mayores mejoras de los reactores nucleares.

Un lápiz de combustible ha sido desarrollado y probado en el programa anglo-belga de investigación y desarrollo BR3 Vulcain, que trataremos más tarde. La parte activa está constituida de pastillas de óxido de uranio levemente enriquecido dispuestas en una vaina de acero inoxidable o de Zircaloy. Esta columna está soportada abajo, por una columna de aluminio y apretada arriba con un resorte por una pastilla de alúmina. Tapones están soldados en las extremidades de la vaina.

La figura 8 muestra un montaje del mismo combustible conteniendo lápices dispuestos en una red triangular dentro de una caja hexagonal

perforada, provista de piezas terminales para fijarlas y de rejas-soportes intermedias. La Fig. 9, muestra una toma bajo el agua de un montaje como el descrito después de la irradiación.

La Figura 10 muestra la evolución de la potencia específica producida por el combustible nuclear dentro del núcleo de reactores del tipo PWR. Esta figura pone en evidencia los importantes progresos que han sido ya realizados y que todavía son posibles.

4. Aspectos relacionados a los imperativos de seguridad y de confiabilidad

Después de esta corta exposición sobre las variedades de tecnologías puestas en acción para los reactores nucleares, es necesario mencionar un tercer aspecto, propio de este dominio: el nivel de calidad, y el cuidado en los mínimos detalles de las etapas de concepción, de realización y de la operación de los reactores. Estas exigencias están ligadas a un imperativo por un lado de seguridad, es decir de protección de las poblaciones contra las radiaciones ionizantes, por otro lado de confiabilidad, es decir de seguridad del funcionamiento que justifiquen las elevadas tasas operacionales y económicas. En efecto hay pocos dominios donde las causas más anodinas pueden acarrear daños tan importantes.

Gracias a la severidad de las precauciones tomadas, los daños causados a personas por irradiación en las industrias nucleares se han limitado a un pequeño número de casos aislados. Por el contrario, varias centrales nucleares importantes se han detenido durante periodos, alcanzando en algunos casos varios años, debido a defectos imprevistos de concepción, de realización o de operación. Se puede citar por ejemplo: las vibraciones aparecidas en la pantalla térmica de varios reactores PWR, debidas a un mecanismo de excitación del caudal de agua que provoca pequeñas fluctuaciones de presión sobre la gran superficie de la pantalla térmica. Es necesario a menudo un tiempo considerable para investigar fenómenos de este tipo, para encontrar remedios mediante estudios y ensayos sobre maquetas, y finalmente para aplicar estos remedios en un reactor que haya funcionado, es decir cuyas partes internas y cuba, fuertemente radioactivas, no son accesibles a equipos de trabajos.

5. Importancia de los recursos requeridos en investigación y desarrollo nuclear

Se comprende fácilmente, que por todas las razones que han sido expuestas la investigación y desarrollo de los reactores, necesitan recursos importantes en personal calificado, laboratorios, bancos de ensayo y equipos de toda naturaleza. El costo de los programas de investigación y desarrollo está evidentemente en proporción a los medios requeridos. En general, el costo de desarrollo de un nuevo tipo de reactor es del mismo orden que aquel de una gran central nuclear, o sea cifras redondas: una decena de millares de francos Belgas (o ochenta mil millones de pesos argentinos). Es por eso que estos programas son financiados, al menos en gran parte, por los poderes públicos sobre una base fuertemente internacional.

La elaboración de tales programas, y la decisión de ejecutar cada una de sus fases sucesivas, implica grandes responsabilidades y objetividad en la apreciación de las posibilidades de éxito de las realizaciones industriales que proseguirán.

Es por esto que los grandes programas de investigación y desarrollo nucleares se apoyan sobre estructuras que comprenden:

— Comisión ad-hoc en el seno de los poderes públicos

- Centros nacionales o internacionales especializados en investigación tecnológica nuclear
- Centros universitarios especializados en cada una de las disciplinas concernientes.
- Constructores de reactores de componentes de reactores, agrupados, si se da el caso, bajo la dirección de una oficina de estudios o de un organismo especializado en ingeniería nuclear.
- Organismos o agrupación de organismos especializados en las diversas etapas del ciclo de combustión nuclear.
- Productores de electricidad, explotadores efectivos o potenciales de centrales nucleares.

6. Ejemplo de un gran programa europeo: el SNR

Un ejemplo particularmente interesante de un gran programa de este tipo es aquel relativo al SNR, reactor rápido al sodio desarrollado conjuntamente por cuatro países de la Comunidad Económica Europea.

Este programa fué concebido por los países interesados (Alemania Federal, Bélgica, Luxemburgo, Países Bajos), después de numerosos estudios para establecer el carácter prometedor de ese tipo de reactor y la importancia del mercado que le sería abierto. La primera etapa fue la firma en 1967 de un acuerdo intergubernamental que se refiere no solamente a la construcción de un prototipo de 300 MW que se llevaría a cabo en Alemania, sino también sobre todos los trabajos de desarrollo a mediano y largo plazo en el dominio de los reactores rápidos. Este acuerdo fué seguido inmediatamente de otro tipo industrial de consorcio entre las sociedades interesadas de los cuatro países, luego de un convenio entre los centros de investigación nacionales y, recientemente de otro entre los productores de electricidad interesados. Las estructuras correspondientes están representadas en el cuadro siguiente.

El programa prevee el principio de la construcción del prototipo para fines de 1971, su puesta en marcha para fines de 1975, y comenzar la explotación efectiva para fines de 1976.

A fines de 1969 los gobiernos y los futuros explotadores del prototipo recibieron el expediente constituido por la oferta, la descripción e información sobre la seguridad del SNR.

En la partición de trabajo entre los países en cuestión, se le atribuyó a Bélgica una parte importante en lo referente a los elementos específicamente nucleares y en particular:

- Los problemas referentes al montaje de combustible para el núcleo y de la tapa del reactor SNR, tanto bajo los aspectos neutrónicos y termohidráulicos como mecánicos y de construcción.
- Los ensayos de irradiación del combustible en diversos reactores belgas y extranjeros.
- La definición del tipo de instrumentos para incorporar a la cuba, o sea: detectores a utilizar; utilización de los datos con miras de seguridad o de información; identificación de defectos de hermetismo del combustible situado en la cuba del reactor.
- Estudios y ensayos de seguridad en relación con el núcleo y el combustible, así como con la cuba.
- La estación de tratamiento de los residuos radioactivos.
- Colaborando con las demás partes, en los problemas relativos a la máquina para recargar al reactor, al depósito, transporte, al desarmado para el retratamiento, al tratamiento por vía líquida o vía gaseosa, al reemplazo de los materiales fisibles recuperados.

- Trabajos teóricos y experimentales de sostén, de los cuales específicamente:
 - La elaboración y el mejoramiento de métodos de cálculo referentes al combustible y al comportamiento mecánicos, hidráulico y térmico de los montajes;
 - La participación en experimentos de física en una maqueta crítica.
 - Ensayos preliminares para la limpieza por medio de argón caliente del combustible nuclear irradiado en el sodio, encarado con la colaboración de un laboratorio de la Universidad de Bruselas.
 - Otros trabajos experimentales esencialmente en hidráulica y termohidráulica en los laboratorios del CEN en Mol y de las Universidades de Bruselas y Lovaina.
 - Ensayos del montaje en Mol en un circuito muy potente que acepta varios equipos a temperatura de 700°.
 - Ensayos de comportamiento de los materiales en las condiciones que existen en los reactores rápidos (corrosión, fluencia, propiedades de las soldaduras, resistencias mecánicas, etc.)
 - Trabajos de concepción referente a grandes reactores rápidos que proseguirán al SNR.

Las siguientes figuras ilustran estos trabajos:

- Fig. 11 representa un haz de agujas de óxido mixto UO_2 - PuO_2 , para ensayos de irradiación en el reactor Rapsodie (34 agujas)
- La fig. 12 muestra el circuito MFBS en el proceso de llenado de sodio.

Este circuito permite la irradiación en el reactor BR2 de 7 agujas enfriadas por sodio.

- La fig. 13 muestra la mesa de ensayos de seguridad de la cuba del reactor: se trata de la simulación de accidentes de origen nuclear por medio de la detonación de cargas explosivas.
- La fig. 14 muestra el prototipo de un transmisor de señales eléctricas en el sodio, sin necesidad del empleo de cables conductores.

7. Adquisición de la competencia y sus repercusiones

Para poder emprender y llevar a cabo un programa de investigación y desarrollo en materia de reactores de potencia, se requiere un nivel adecuado de competencia. En algunos grandes países, esta competencia ha sido adquirida muy rápidamente, gracias a los programas de armamento nuclear, y a los programas nacionales consecuentes.

Estos países obtuvieron así un progreso que los otros países tratan de equiparar.

Si bien Argentina y Bélgica no figuran entre las grandes naciones, ellas tienen el mérito de haber realizado, cada una en su cuadro propio, y teniendo en cuenta su medio ambiente, programas que las fortifican en el desarrollo industrial del sector nuclear.

Ambos países han construido reactores de investigación concebidos y realizados esencialmente en el plan nacional, y han abordado la realización de una primera central nuclear de potencia. Tanto una como la otra se han interesado tempranamente en los diversos aspectos del combustible nuclear y han creado laboratorios especializados en este dominio, incluyendo laboratorios de fabricación de combustibles, preludeos a las fabricaciones industriales que han seguido y que seguirán en este sector que, debemos repetirlo, es el corazón de la industria nuclear. Ambos han formado técnicos y especialistas en todos los niveles, que conocen profundamente tanto los aspectos económicos y operacionales como los técnicos de los reactores nucleares.

Este paralelismo paracensado no es un efecto del azar: resulta de la similitud de situaciones y de objetivos de los dos países, a pesar de las diferencias propias a cada uno y a su ambiente. Hay razón para creer que un paralelismo similar caracterizará a los desarrollos industriales respectivos.

Es por esto que siguiendo esta exposición se detallan algunos aspectos particulares de los trabajos belgas ejecutados y en curso, referentes a tres temas de interés común.

8. El ciclo del combustible nuclear

Como se expuso anteriormente, el ciclo de combustible nuclear, que se centraliza sobre la irradiación del núcleo dentro de un reactor de potencia donde provee la energía útil en forma de calor, comprende también todas las operaciones que preceden y siguen a esta irradiación.

La figura 15 ilustra esquemáticamente el ciclo de combustible y la figura 16 da una idea del escalonamiento temporal de las operaciones y gastos asociados.

El ciclo comienza por la producción de concentraciones uraníferas. En este dominio Bélgica tenía ya antes de la última guerra mundial una posición esencial, puesto que era un importante productor mundial de radio y que efectuaba en este campo investigaciones especializadas. Naturalmente Bélgica fué uno de los primeros países en extender estas investigaciones hacia el desarrollo y la puesta a punto de nuevos procesos de purificación y de refinamiento del uranio, procesos que ella aplicó industrialmente para producir a partir del uranio metal, óxidos de composición y especificaciones diversas, y sales de uranio.

En vista de la extensión creciente del uso del uranio en los reactores de potencia, Bélgica creó organismos especializados. El ensamblaje de combustibles nucleares a partir de un compuesto de uranio « nuclearmente puro » proviene de dos técnicas muy diferentes, la metalurgia fina y la mecánica de precisión, dominio en los cuales Bélgica estaba tradicionalmente bien equipada en recursos de investigación y desarrollo. La conjunción de estos recursos en el seno de un nuevo organismo autónomo dotado de laboratorios adecuados, permitió el desarrollo y luego la industrialización en Bélgica de la fabricación de montajes de combustible nuclear a partir del uranio natural o enriquecido. La figura 17 muestra la instalación de los montajes ejecutada en el seno de este organismo.

Si bien los combustibles nucleares a base de uranio, fueron los únicos considerados al principio de la era nuclear, se supo hace tiempo que el plutonio jugaría en su momento oportuno un papel esencial en la técnica y la economía de los reactores de potencia. En efecto, el plutonio es un subproducto de la irradiación del uranio. Debido a que se trata de una materia fisible, puede ser utilizado sea por reciclaje en los reactores probados, o bien como material de base en los reactores rápidos actualmente en desarrollo. Esto supone que se haya puesto a punto una tecnología adecuada para la utilización del plutonio. Efectivamente este material es extremadamente tóxico y por lo tanto debe ser manipulado en cajas con guantes. Además su manipulación exige precauciones draconianas para evitar todo peligro de criticalidad. Por estas razones, el plutonio no puede ser utilizado más que en laboratorios y centrales ad-hoc muy diferentes de aquellos utilizados para el uranio aún si enriquecido.

A partir de 1955 Bélgica se interesó concretamente en la tecnología del plutonio. En el curso de estos últimos 15 años ella consagró esfuerzos importantes en los trabajos de investigación y desarrollo de este dominio. Después de haber fabricado a escala de laboratorio algunas centenas de barras de combustible al plutonio (de hecho se trata de mezclas de óxidos de uranio y de plutonio) ella desarrolló y puso a punto una cadena piloto

que permite la fabricación anual de 2 a 3 mil barras de combustible. La figura 18 muestra una vista de la prensa y del horno para extraer el aglomerante de esta cadena. Sobre la base de la experiencia adquirida gracias a esta cadena que funciona hace más de dos años, se tomó la decisión de construir en Dessel una planta de fabricación industrial que arrancará en 1972. La figura 10 da una prefiguración de esta planta.

Sin entrar en detalles, es útil hacer notar algunas etapas experimentales referentes a estos trabajos:

- A partir de 1962 irradiaciones de lápices experimentales al plutonio habían sido realizados con éxito en el reactor de ensayo de materiales BR2.
- En 1963 elementos combustibles enriquecidos al plutonio fueron introducidos en lugar de elementos a uranio enriquecidos en el primer núcleo de reactor en agua presurizada de la central BR 3. Estos elementos al plutonio fueron los primeros del mundo en producir electricidad. Su comportamiento fué satisfactorio y a partir de esta fecha la central RH 3 ha funcionado siempre con una fracción creciente de combustible al plutonio, fabricado en Bélgica.
- En este mismo período, los estudios experimentales en redes de reactores a agua, simulados en el reactor Venus de Mol, dieron los primeros resultados que permitieron una calibración precisa de los numerosos códigos de cálculo nuclear desarrollados en Bélgica.
- Desde entonces, varios estudios permitieron el perfeccionamiento de técnicas de cálculo de núcleos incorporados al plutonio reciclado.

Como se puede ver, estas etapas experimentales no inciden únicamente sobre los ensayos de irradiaciones, es decir sobre el comportamiento tecnológico de los elementos y montajes, sino que ellas indican también sobre el perfeccionamiento y verificación de los códigos y técnicas de cálculo.

Efectivamente, uno de los eslabones esenciales del ciclo de combustible son los trabajos relativos al estudio, al cálculo, y más generalmente a la concepción al diseño, a las especificaciones y rendimiento de los ensamblajes de combustibles. Estos trabajos dependen de diversas disciplinas de las cuales principalmente, la física y la termohidráulica de los núcleos de reactor y de la mecánica en sentido general. Ellos necesitan también técnicas de cálculo cada vez más evolucionadas y computadoras cada vez más potentes.

Los importantes recursos desarrollados en este dominio por Bélgica en los últimos 15 años le permitieron desarrollar un conjunto coherente de códigos nucleares y de ingeniería. Entre los mayores progresos realizados cabe citar:

- un modelo que describe el comportamiento del combustible bajo irradiación.
- el cálculo de evolución bi-dimensional en red triangular.
- el efecto transitorio de heterogeneidad del combustible.
- el análisis de accidentes-tipo y el modelo de explosión.
- el establecimiento de un balance de reactividad en tiempo real.
- los estudios de optimización de la gestión del combustible.

Para completar esta rápida revisión de las actividades belgas de investigación y desarrollo en relación al ciclo de combustible, es necesario mencionar el desarrollo y la puesta a punto de métodos e instalaciones para el re-tratamiento químico de los combustibles irradiados, y para el tratamiento de los residuos radioactivos. Los trabajos referentes al tratamiento por vía acuosa, hechos sobre una base internacional, han sido coronados por la construcción de la planta Eurochemic en Mol, en actividad desde hace ya algunos años. Trabajos de investigación y desarrollo han comenzado referentes al re-tratamiento por vía seca (halogenación) que parece ser ventajosa para el combustible de los reactores rápidos. La figura 20 muestra una parte de las instalaciones consagradas a estos trabajos.

...concentrados e insolubilizados
...instalación creada en Mol (figura 21).

La única etapa del ciclo de combustible que hasta el presente no ha sido abordada en Bélgica es el enriquecimiento del Uranio. Este proceso, ha estado centrado hasta hace muy poco tiempo sobre las aplicaciones militares. Un programa europeo de vocación pacífica ha sido elaborado recientemente y las negociaciones están en curso para la participación de Bélgica en este programa.

9. Los reactores de pequeña y mediana potencia

En aplicación del proverbio, « C'est en forgeant qu'on devient forgeron »¹ Bélgica se decidió muy tempranamente a construir reactores nucleares de investigación y luego de potencia. La decisión de construir la central BR 3 se remonta a 1955: es una de las primeras en el mundo.

Las consecuencias de esto han sido extremadamente beneficiosas.

Por un lado el BR 3 permitió a los diversos organismos belgas interesados, iniciarse en la concepción, la construcción, la puesta en marcha y la explotación de este tipo de central. Por otro lado, sirvió de punto de partida a varios programas de investigación y desarrollo centrados principalmente sobre:

- El ciclo de combustible con todas las aplicaciones ya expuestas;
- El desarrollo de reactores apropiados particularmente para las potencias pequeñas y medianas, es decir hasta 300 MW ó 500 MW.

El más importante de estos programas fué ejecutado conjuntamente con la U.K.A.E.A.: se trata del programa Vulcain cuyo objetivo era de obtener una larga vida del núcleo entre recargas, y una gran simplicidad de operación. Con esta finalidad se aplicó una solución elegante: la moderación variable, que permitió controlar la reactividad del núcleo a lo largo de una duración de vida considerable, evitando las dificultades asociadas a la inserción de barras de control y las penalidades acarriadas por factores de forma desfavorables.

Este programa necesitó estudios muy completos en el dominio de la física y del rendimiento del núcleo. Los trabajos de concepción del núcleo han incluido particularmente la evolución de los rendimientos térmicos y sus verificaciones por mediciones de flujos de « resquebrajeo » en un banco de ensayo de transferencia de calor de un MW de potencia.

Los cálculos neutrónicos han sido verificados experimentalmente en los montajes subcríticos y críticos, y especialmente de la instalación VENUS creada en Mol con esta finalidad (fig. 22). Dada la marcada influencia de los coeficientes de temperatura (refrigerante, reflector, moderador) sobre el comportamiento dinámico del reactor, se ha tenido especial cuidado en la medición de estos coeficientes en la instalación VENUS. Un programa experimental para medir el consumo, ha sido realizado para perfeccionar la concepción del núcleo Vulcain, desde el punto de vista hidráulico y para estudiar las distribuciones de temperatura. Un circuito de alta presión y temperatura fué construído a fin de probar el comportamiento fuera de pila de los montajes de combustible Vulcain en condiciones de presión, de temperatura y de consumo de refrigerante, similares a aquellas encontradas dentro del reactor. Igualmente se ha utilizado este circuito para someter a los montajes de combustibles al ciclaje térmico que ellos deberán soportar en las condiciones reales de operación, así como a los choques térmicos provocados en caso de un paro de urgencia.

1. Forjando se forma al forjador.

La transformación del BR 3 en uno de los más completos bancos de ensayo constituyó una empresa de gran complejidad. El BR 3-Vulcain es el primer reactor del mundo que ha funcionado de acuerdo al principio de la moderación variable. Por esta razón fué necesario efectuar numerosos y largos ensayos antes de poner en funcionamiento al reactor de potencia.

La figura 23 muestra la instalación del ensamblaje de soporte del núcleo Vulcain en la cuba del BR 3. La fig. 24 muestra el núcleo BR 3/Vulcain después de haber sido cargado.

El programa final de la puesta en servicio comenzó el 12 de junio de 1966, con el combustible ya instalado en la cuba. El primer estado crítico en agua liviana boratada, fué conseguido el 24 de junio de 1966. La inspección profunda del combustible y de las piezas internas realizada en setiembre de 1966 reveló que el equipo estaba en excelente estado. El primer estado crítico en agua pesada fué logrado el 16 de noviembre de 1966. A partir del 29 de noviembre de 1966 la central BR 3 Vulcain fué conectada a la red, produjo sus primeros kWh. Desde el 6 de diciembre de 1966 la central alcanzó la potencia total; y desde esta fecha hasta el 22 de abril de 1968 el factor de carga alcanzó a 91,2 %, pese a los períodos de paro o de carga reducida programados para fines experimentales (Campañas de mediciones físicas.).

Al término de esta primera fase de operación a potencia total, la tasa de irradiación alcanzó el valor fijado como objetivo: 40.000 MWj/tonelada.

La segunda fase fué entonces comenzada con miras de estudiar el comportamiento del combustible más allá de sus límites normales de operación y de investigar las posibilidades de explotación de la central, con el circuito primario levemente contaminado. Esta fase terminó el 18 de noviembre de 1968, con el núcleo agotado, después de haber dado excelentes resultados:

- duración de funcionamiento sin re-carga intermediaria: 580 días equivalentes a carga máxima.
- factor de utilización promedio 84,6 %
- agotamiento promedio y máximo: respectivamente alrededor de 23.000 y 51.000 MWj/tonelada de uranio.

Se procedió después a la descarga y al examen de los montajes de combustible. El método preparado para la detección de montajes defectuosos bajo la campaña a seco, mostró ser muy eficiente; y el examen periscopico bajo el agua de esos montajes, permitió localizar los pocos defectos ocurridos.

El primer semestre de 1969 fué consagrado a los estudios de reinstalación de los montajes recuperables del primer corazón Vulcain y a la fabricación de elementos complementarios necesarios para una nueva campaña de irradiación. Estos elementos fueron concebidos para experimentar ya sea los nuevos parámetros sacados del experimento precedente, ya sea las vainas de Zircaloy, ya sea los sistemas de montajes sin las cajas, en miras de obtener rendimientos cada vez más elevados.

Lápices enriquecidos al plutonio fueron introducidos en mayor número en los lugares del núcleo, caracterizados por una potencia lineal más elevada. el reactor así recargado, moderado con agua liviana boratizada, fué nuevamente puesto en servicio el 31 de julio de 1969.

Desde esta fecha hasta el 30 de junio de 1970, la disponibilidad del reactor alcanzó al 98,7 %. El experimento debe continuarse hasta fines de octubre de 1970 y dar las indicaciones de interés en lo que respecta principalmente al comportamiento de las vainas de Zircaloy.

Paralelamente a este experimento, una campaña de ensayos post-irradiatorios, de los elementos BR 3/Vulcain desmontados fué llevada a cabo.

El programa de investigación y desarrollo Vulcain, que se extendió por una decena de años fué extraordinariamente rico en enseñanza y consecuencias de todo tipo. Gracias a él, Bélgica ha podido desarrollar sus propios diseños

y especificaciones de reactores a agua en la gama de potencia que conviene más a los países en desarrollo. Ella puede por lo tanto, aportar una contribución muy concreta a la expansión de la producción de potencia nuclear en América Latina.

10. Los reactores universitarios

Basándose en el auge industrial de la energía nuclear, es necesario mencionar los numerosos reactores de investigación instalados en tales organismos, las universidades y las sociedades industriales. Nada nos puede hacer pensar que su difusión disminuirá en el futuro.

El interés del cual se benefician los reactores de investigación, es consecuencia de un conjunto de factores favorables en el plan científico y tecnológico.

En el plan científico, la utilidad de estos reactores en el dominio de la física, de la biología, de la química, de la medicina y de la agricultura, no necesita mencionarse. La posibilidad de efectuar simultáneamente un gran número de experimentos, asociando la flexibilidad de funcionamiento, hacen de estos reactores, herramientas de valiosa utilidad.

En el plan tecnológico, las soluciones actuales, han sido suficientemente comprobadas y el conocimiento de las propiedades de los materiales utilizados en su construcción suficientemente profundizada para permitir realizaciones simples, seguras y económicas.

Los reactores de investigación pueden ser empleados en dos esferas de actividad muy distintas: por una parte, el aprendizaje y la formación del personal de explotación; éstos constituyen una demostración muy útil para ilustrar los cursos de energía nuclear que permitirá informar al personal de explotación de centrales de aspectos propiamente nucleares del funcionamiento de los reactores de potencia: en este caso es principalmente el reactor que se utiliza como tal. Por otra parte, el reactor ofrece al experimentador un vasto campo de investigación en el dominio científico. En este caso, es la radiación emitida por el reactor que es de utilidad.

El desarrollo de la energía nuclear necesita la formación acelerada de un número cada vez más grande de científicos, ingenieros y técnicos especialistas. El papel desarrollado en este campo por las Universidades e Instituciones encargadas de la enseñanza, puede justificar la adquisición y la explotación de reactores de investigación cuyo flujo neutrónico máximo, puede ser del orden de 10^{12} n/cm²s.

Los estudios y trabajos prácticos posibilitados por un reactor como el anterior son:

- la utilización y el calibrado del material de electrónica nuclear destinado a la detección o la medida precisa de la radiación: cámaras de fisión, detectores de radiación, etc.
- la verificación experimental de los datos intervinientes en la teoría de reactores: mediciones de repartición de flujos, mediciones relativas a la cinética (divergencia e incremento de potencia), influencia de las barras de control, influencia de los diversos absorbentes, determinación de los coeficientes de temperatura y de vacíos.
- estudio de redes y masivos subcríticos.

En cuanto al papel jugado por dicho reactor en la formación del personal nuclear, pesa esencialmente sobre la familiarización de diferentes categorías de personal con los principales problemas de explotación y mantenimiento, tanto del reactor propiamente dicho (núcleo, barras, sistemas de control, circuito principal de enfriamiento, etc.), como de sus elementos auxiliares (circuitos de purificación, de ventilación, tratamiento de los residuos radioactivos, etc.). Dado el nivel de radioactividad relativamente

pequeño, comparado al de un reactor de potencia, el personal de explotación de una central, puede adquirir con un mínimo de dificultad debida a la intensidad de la radiación los fundamentos de experiencias de entrenamientos, de cuidado y de intervención en caso de modificación o de alguna operación que implique la decontaminación. Las principales características propiamente nucleares del trabajo de explotación de una central, pueden así ser adquiridos sin estar ligados a los problemas resultantes de las altas temperaturas, presiones y radioactividades de los reactores de potencia.

En cuanto a los trabajos científicos posibilitados por un reactor universitario, ellos son de numerosas variedades. Las radiaciones emitidas por el reactor son utilizadas en muchos trabajos de física nuclear: espectrometría de neutrones y de rayos gamma, óptica neutrónica, medición de las secciones eficaces de interacción de los neutrones con substancias variadas. Este último campo de investigación, es el más vasto. Está basado en tres técnicas principales:

- Haces de neutrones, generalmente monoenergéticos, surgentes del reactor y filtrados en forma apropiada.
- Dentro del núcleo, donde el flujo de neutrones es más intenso.
- Por oscilaciones: la introducción y el retiro alternado según frecuencias y amplitudes elegidas por una probeta y un testigo, provoca fluctuaciones de potencia cuyo análisis permite determinar las secciones eficaces buscadas.

Otro campo abierto a la investigación es el de la física del estado sólido. Efectivamente, los cuerpos sólidos sometidos a intensos flujos de radiación de gran energía sufren modificaciones en su red que altera sus propiedades físicas. Las experiencias en este campo se pueden hacer en tiempos aceptables, únicamente si el reactor es potente. En este mismo campo, el estudio de cristales por difracción de neutrones monoenergéticos, es un medio de investigación muy valioso. Otras propiedades ópticas de los neutrones son también utilizadas para fines experimentales.

Un tercer campo de investigación es el de la química nuclear. Además de la producción y estudio de los elementos artificiales, éste comprende el análisis por activación y los efectos químicos de las radiaciones ionizantes. El análisis por activación permite la detección de trazos de elementos con una precisión y sensibilidad jamás alcanzadas precedentemente por métodos clásicos. Este método es particularmente útil para el análisis de trazas, por ejemplo en los materiales de gran pureza (semiconductores tales como el selenio, el germanio, el silicio, y otros, donde las impurezas toleradas no pueden exceder a algunas partes por millones).

El análisis de vestigios es importante también para la agricultura y la medicina (oligoelementos). Finalmente, este se puede hacer sobre muestras extremadamente pequeñas (materiales preciosos) y aplicarse igualmente en criminología.

Grandes esperanzas se abren a propósito de las posibilidades industriales de utilización de la radiación en química, especialmente en química macro-molecular y en petroquímica. En el desarrollo de las investigaciones experimentales en este campo, el reactor universitario presenta un interés evidente.

El cuarto dominio de investigación es el de la medicina y biología:

- radiodiagnóstico siguiendo la traza de un elemento marcado a través de todas las etapas del metabolismo del organismo;
- radioterapia por inyección de radioelementos que se concretan en los tejidos para destruir.
- terapéutica por irradiación externa (Cobalto 60 ó Cesio 137);
- acción de las radiaciones en los procesos biológicos del reino animal (genética, sangre, glándulas, metabolismo, mutación).

- fotosíntesis vegetal utilizando las propiedades del carbono 14.
- análisis por activación de vestigios de elementos.

La presencia de un reactor es necesaria cuando se utilizan isótopos de corta vida, o si desea proceder a la irradiación directa de animales o de tejidos por medio de neutrones y rayos gamma.

En otros dominios, los isótopos radioactivos producidos por los reactores encuentran un gran número de aplicaciones en la técnica y la industria

- fuentes selladas para medidores de espesor y detectores de nivel;
- trazadores para investigaciones médicas, hidrología, sedimentología.
- estudio de la erosión atmosférica, medida del desgaste, detección de escape, estudio del comportamiento de mezcladores y más generalmente de circuitos industriales;
- esterilización de instrumentos para cirugía y de productos farmacéuticos;
- pasteurización de alimentos.

Todo esto prueba que las ciencias nucleares intervienen en una universalidad, en un número importante de disciplinas, tanto en el campo de la física como en el de las ciencias naturales y medicinales.

El sector nuclear interviene en la complementación de formación a dar a los estudiantes e investigaciones formados básicamente en una disciplina clásica. Este aspecto de inter-facultad es particular al sector nuclear.

La instalación especializada constituida por un reactor universitario y el personal de las diversas disciplinas requerido para su empleo, constituye un núcleo donde los profesores e investigaciones pueden encontrar agrupadas las funciones de la diversas facultades y departamentos. En otras palabras, la entidad así constituida permite a los profesores e investigadores extender y profundizar su acción.

Se plantea el problema de la elección de características del reactor universitario en cada caso particular y la elección de uno de los tipos:

- reactor moderado al grafito
- reactor de piscina
- reactor de cuba a presión
- reactor de agua pesada
- reactor homogéneo

El tipo de reactor piscina ofrece una combinación tal de ventajas que a potencias iguales, su elección prevalece sobre los otros tipos de reactores de investigación. Su construcción es simple y poco costosa. Tiene una gran flexibilidad de funcionamiento y un fácil acceso al corazón.

La elección de una potencia nominal de 150 kW tiene las ventajas de permitir el enfriamiento del corazón por circulación natural, de limitar los problemas de blindaje de radiaciones, de asegurar una larga vida del combustible sin recarga, y por tanto reducir el costo. Una potencia menor acarrea una economía muy pequeña en los gastos de inversión y mantenimiento, mientras que una potencia superior conduciría a un crecimiento rápido de los costos.

Tal reactor fue concebido y realizado en Bélgica utilizando recursos nacionales, en la Universidad de Gand. La figura 25 muestra a dicho reactor, denominado Thetis. La figura 26 representa el hall del reactor. La figura 27 la sala de control, y en fin la figura 28 muestra al reactor en funcionamiento iluminado por el efecto Cerenkov.

El costo del material necesario para tal reactor, exceptuando la parte de Ingeniería Civil, el transporte, el montaje y despreciando también el costo de las materias fisibles contenidas en el núcleo, es del orden de quince millones de francos belgas.

El costo de explotación depende mucho de las condiciones locales ya del empleo para que pueda darse un orden de magnitud. Sin embargo, se

puede decir que este costo no es incompatible con el presupuesto de la mayoría de las Universidades.

* * *

Esta presentación muy esquemática y sintética, no puede dar más que una corta visión de las ciencias y tecnologías en juego, y de los numerosos campos donde países como Argentina y Bélgica pueden contribuir efectivamente al progreso mundial. Anhelamos que la Universidad Católica de Córdoba pueda participar a este progreso con el dinamismo que la caracteriza. La Argentina, que ha ya realizado con recursos propios el reactor de investigación de Ezeiza, puede también concebir y realizar un reactor universitario que constituiría para la Universidad Católica de Córdoba, un equipo de valor primordial.

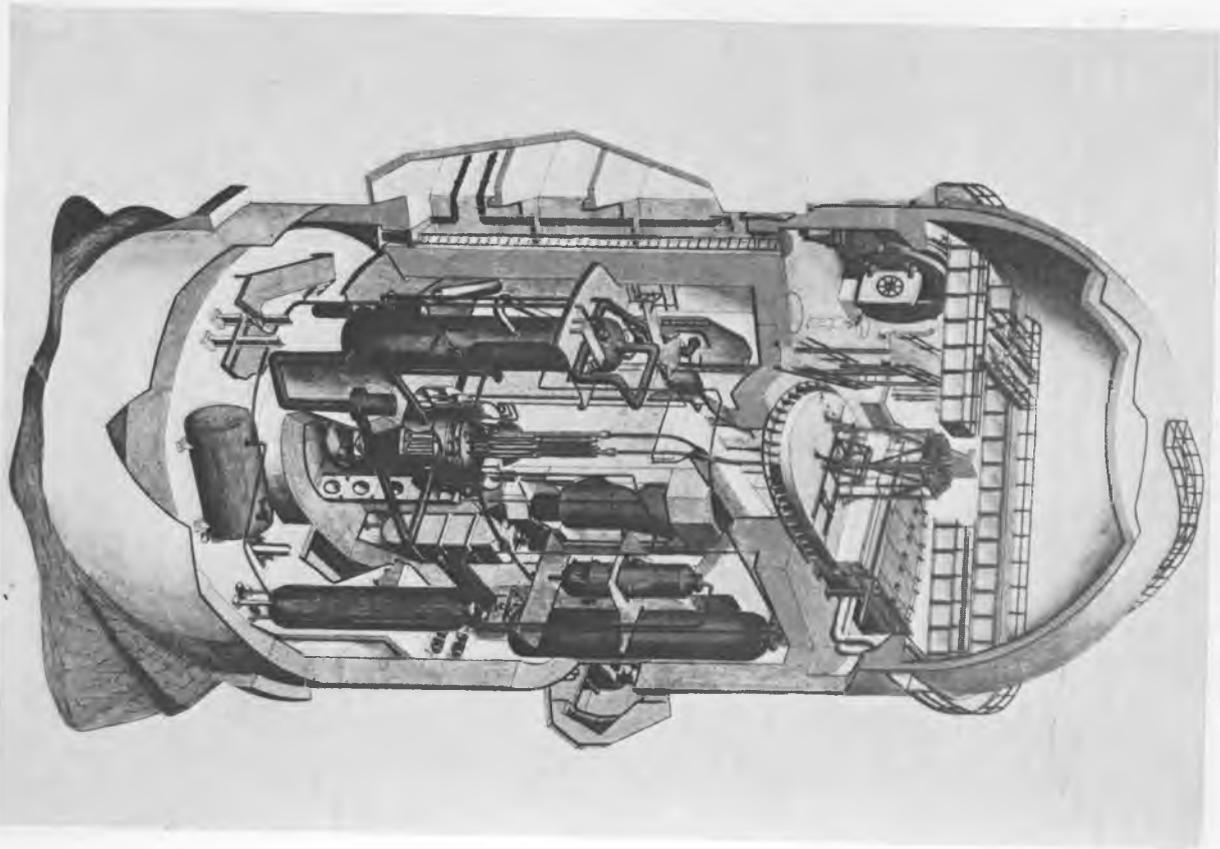
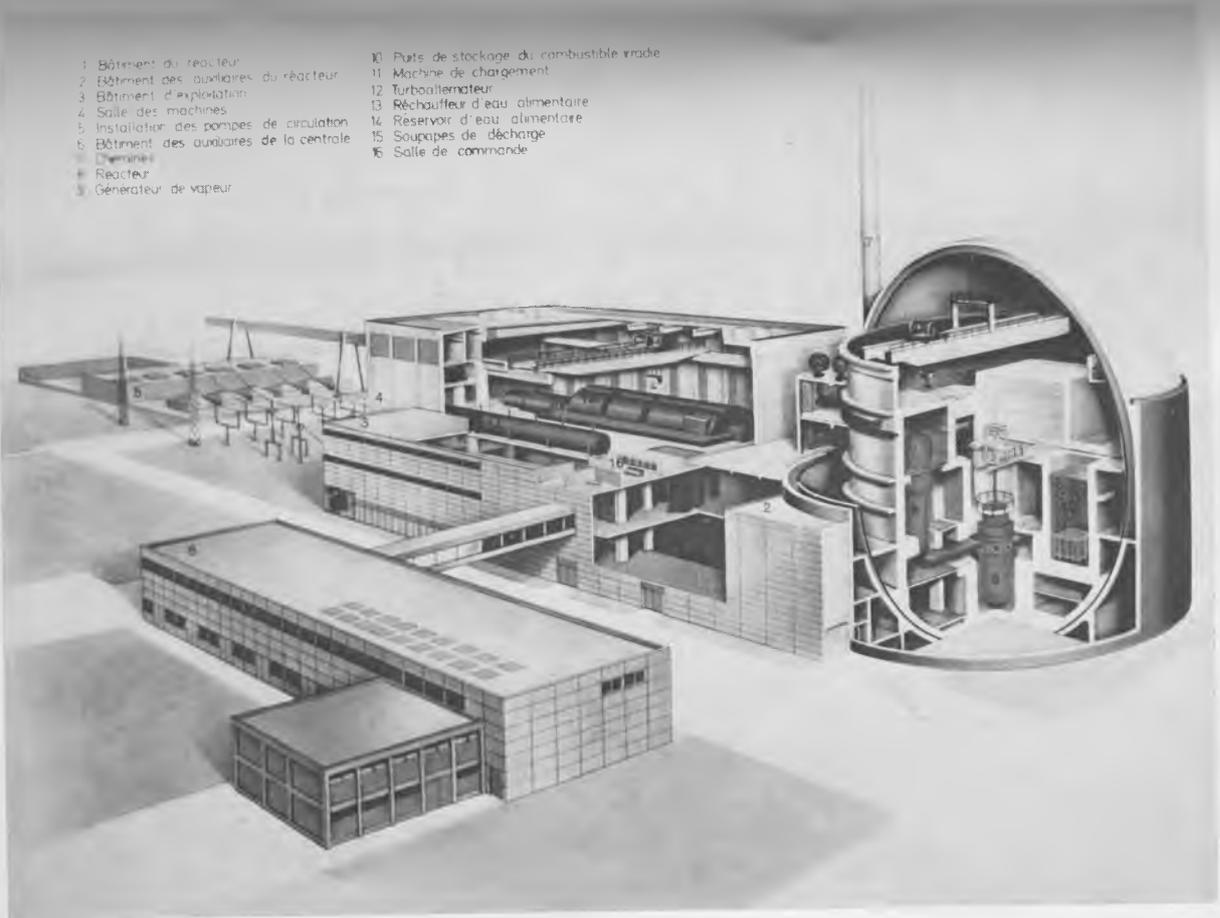


FIG. 1.



- | | |
|---|---|
| 1 Bâtiment du réacteur | 10 Puits de stockage du combustible irradié |
| 2 Bâtiment des auxiliaires du réacteur | 11 Machine de chargement |
| 3 Bâtiment d'exploitation | 12 Turboalternateur |
| 4 Salle des machines | 13 Réchauffeur d'eau alimentaire |
| 5 Installation des pompes de circulation | 14 Réservoir d'eau alimentaire |
| 6 Bâtiment des auxiliaires de la centrale | 15 Soupapes de décharge |
| 7 Cheminée | 16 Salle de commande |
| 8 Réacteur | |
| 9 Générateur de vapeur | |

FIG. 2.

FIG. 3.

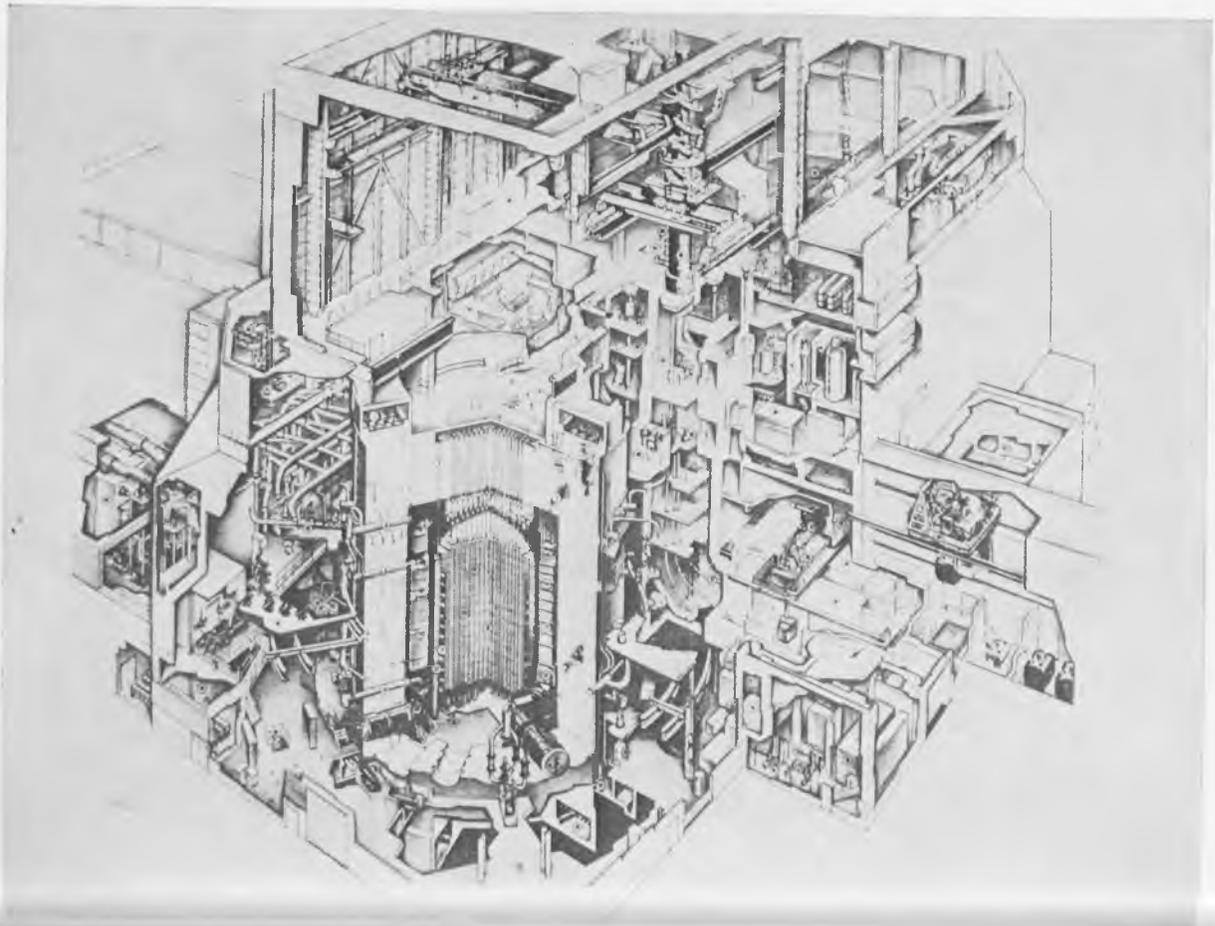
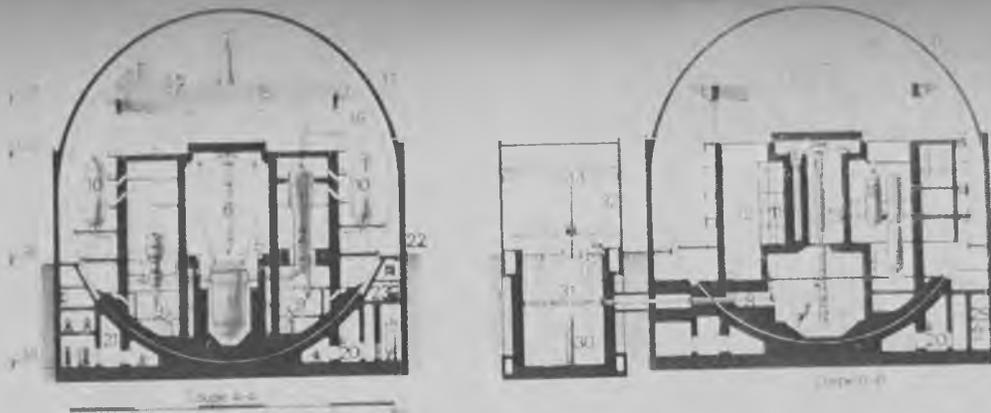


FIG. 4.



ENCEINTE ETANCHE

BATIMENT DE STOCKAGE

- | | | |
|---|---|--|
| 1 Cuve du réacteur | 14 Enceinte des vannes du circuit de modérateur | 30 Conteneur de transport du combustible irradié |
| 2 Générateur de vapeur | 15 Pont roulant du bâtiment réacteur | 31 Installation de redressement |
| 3 Pompe primaire | 16 Sphère en acier | 32 Pont roulant de manutention |
| 4 Pressuriseur | 17 Blindage de béton | 33 Pont roulant du bâtiment |
| 5 Mécanisme de commande des barres | 20 Couloir de service | |
| 6 Machine de chargement | 21 Pompes alimentaires de sécurité | |
| 8 Canal de transfert | 22 Passage des tuyauteries | |
| 9 Réfrigérant du modérateur | 23 Passage des câbles | |
| 10 Réservoir de stockage H ₂ O | 24 Réservoir de stockage D ₂ O | |
| 12 Enceinte d'entretien de la machine de chargement | 25 Echangeur d'ions | |
| 13 Enceinte de stockage de la machine de chargement | 27 Circuit de refroidissement du bassin de stockage | |

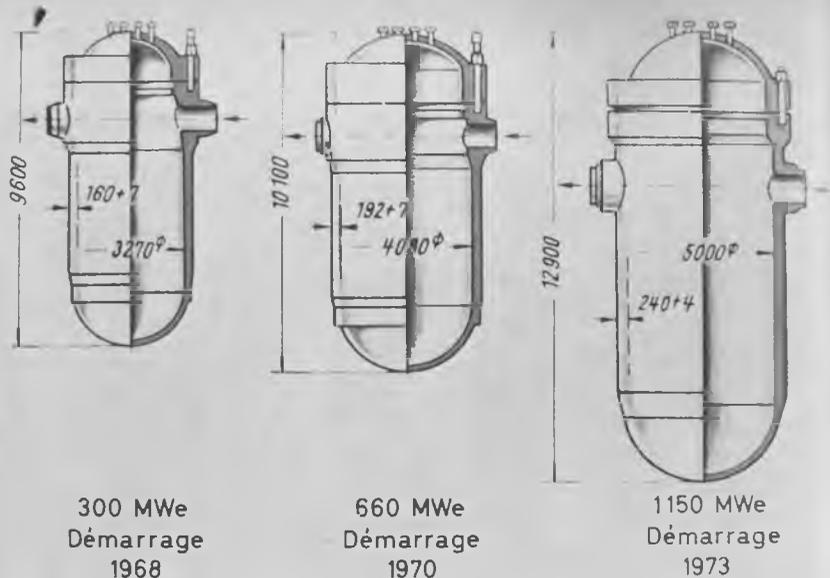


FIG. 5.

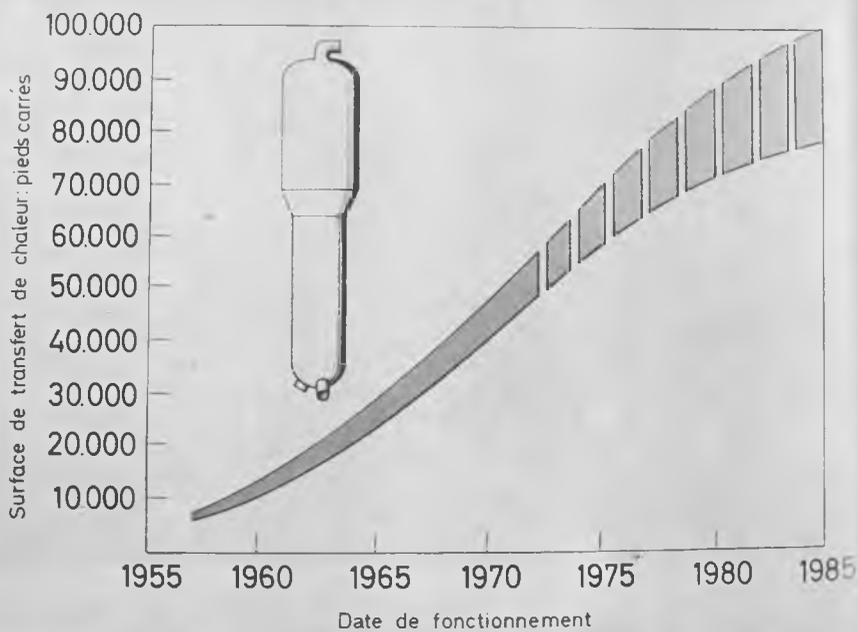


FIG. 6.

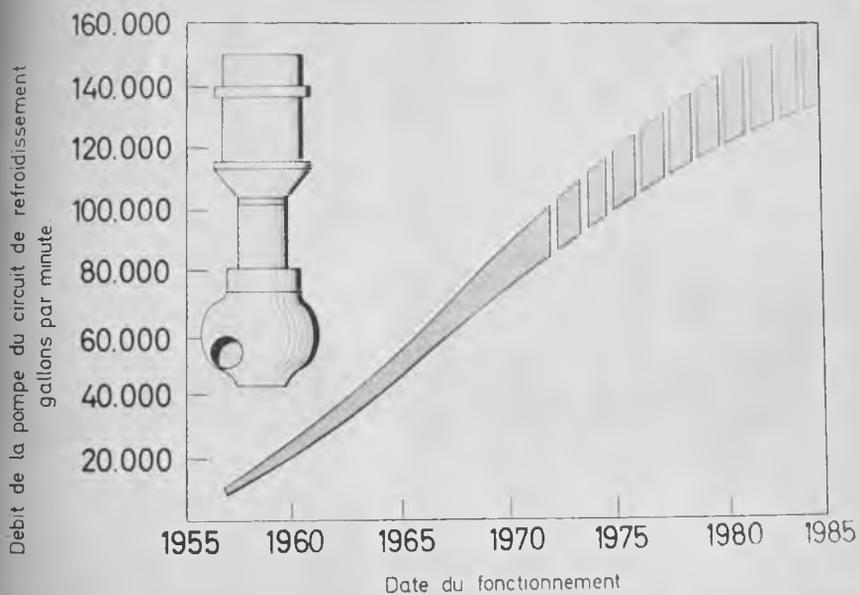


FIG. 7.

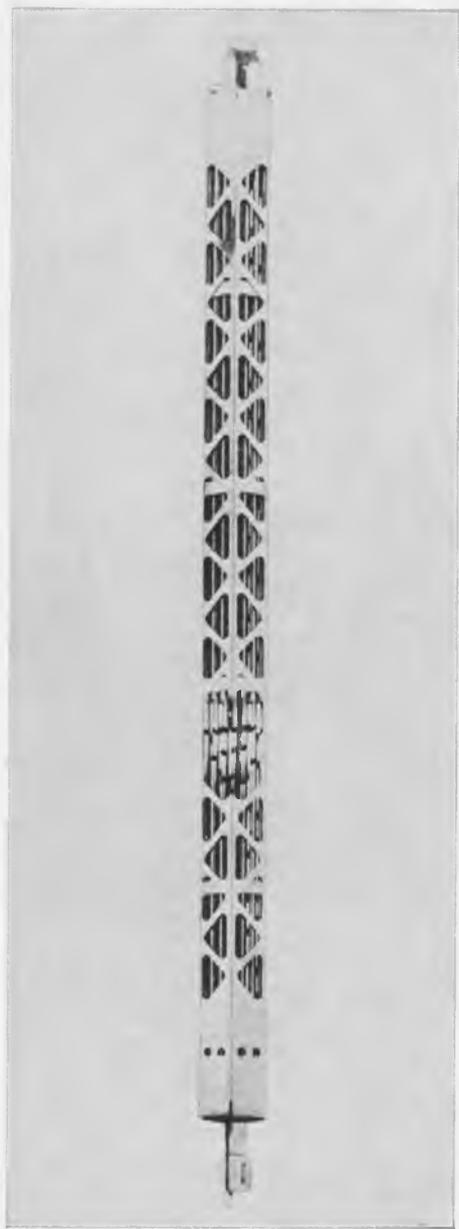


FIG. 8.



FIG. 9.

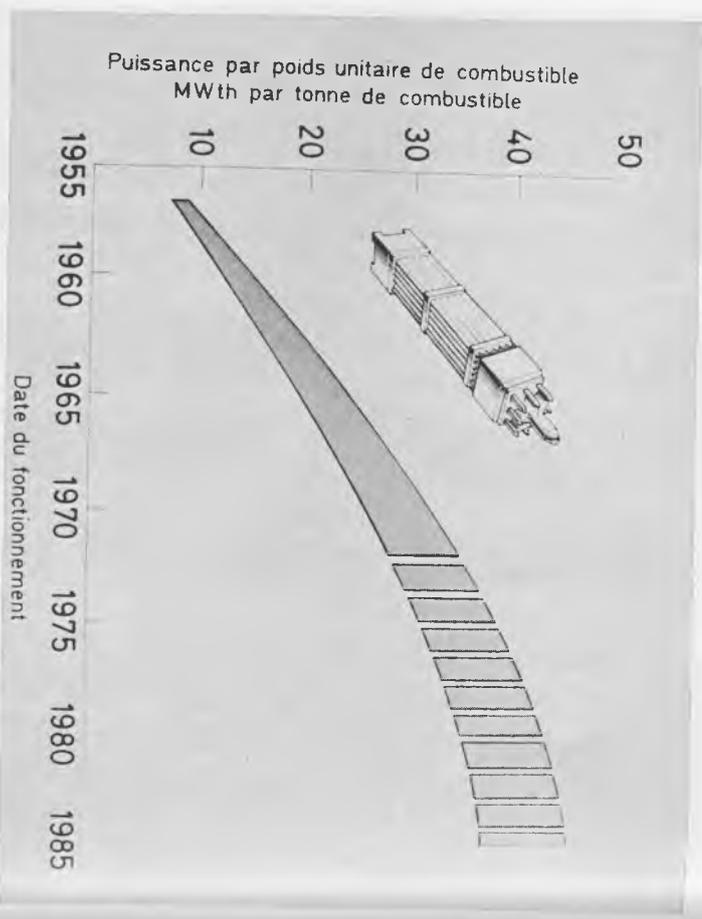


Fig. 10.

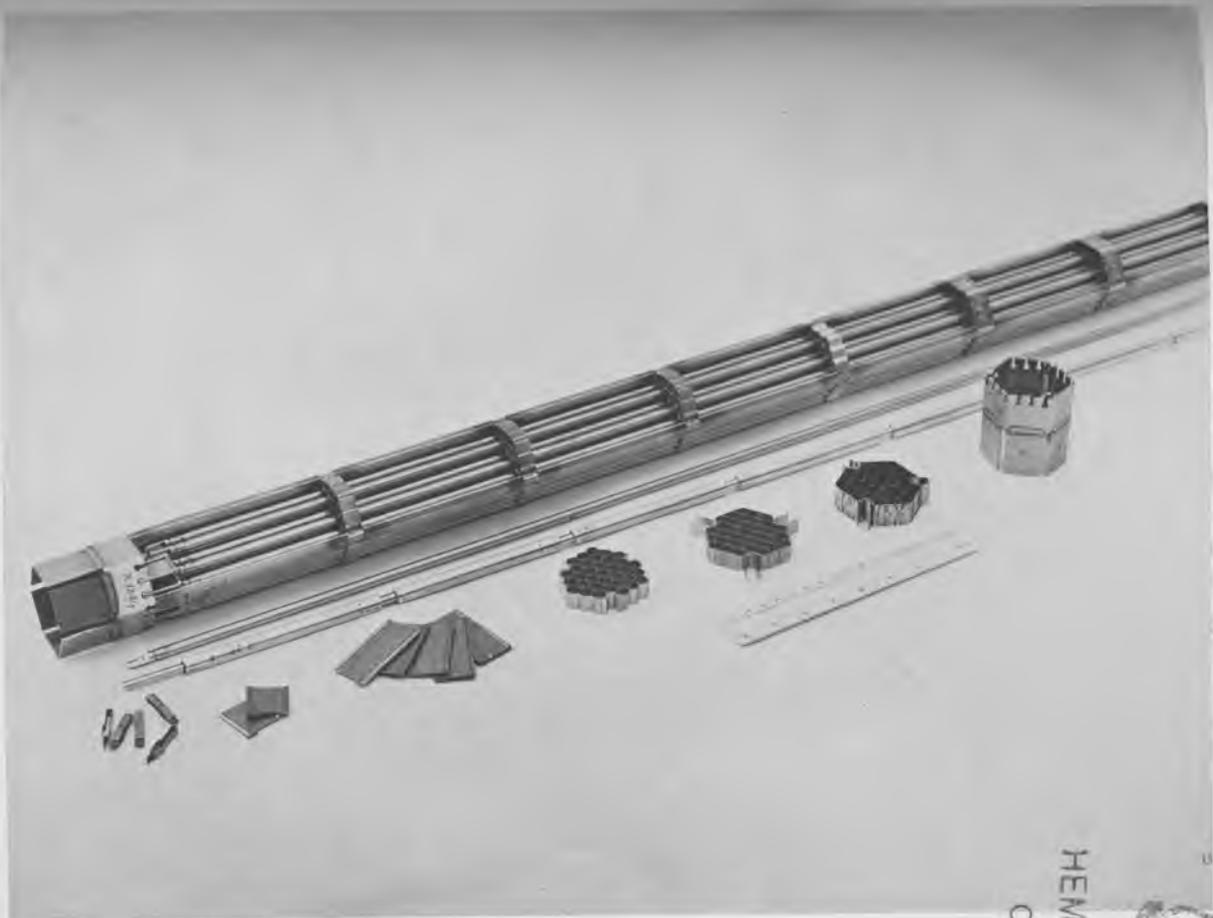


Fig. 11.



Connecting section

Na CO₂ heat exchanger

Na pump

In core section

CEN-MOL

Na filling of MFBS

fuel irradiation loop

FIG. 12.



FIG. 13.



FIG. 14.

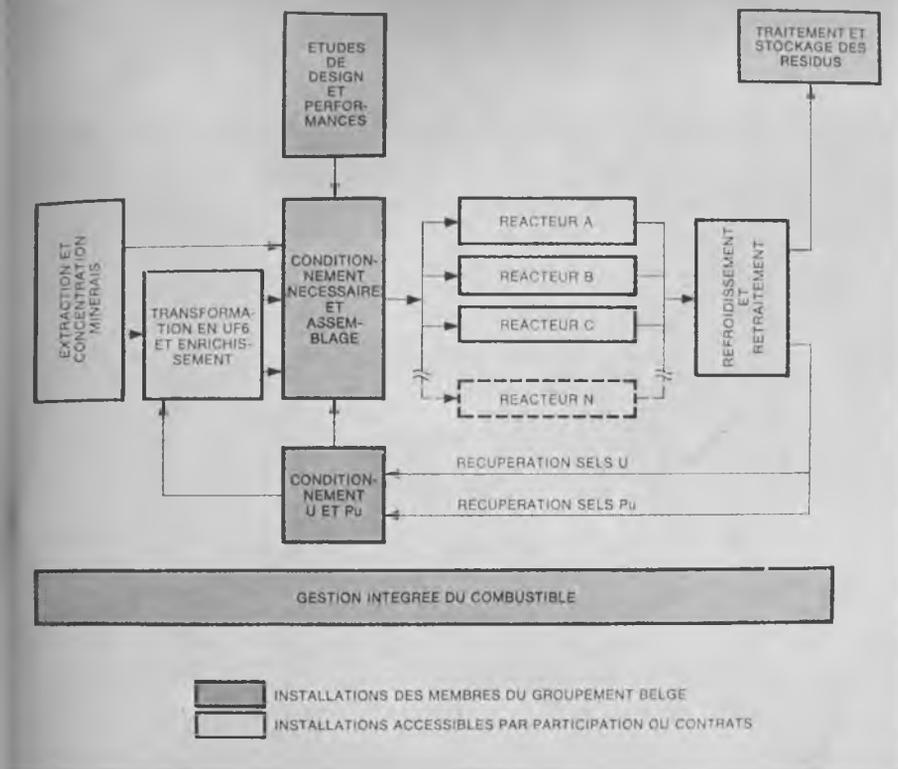


FIG. 15.

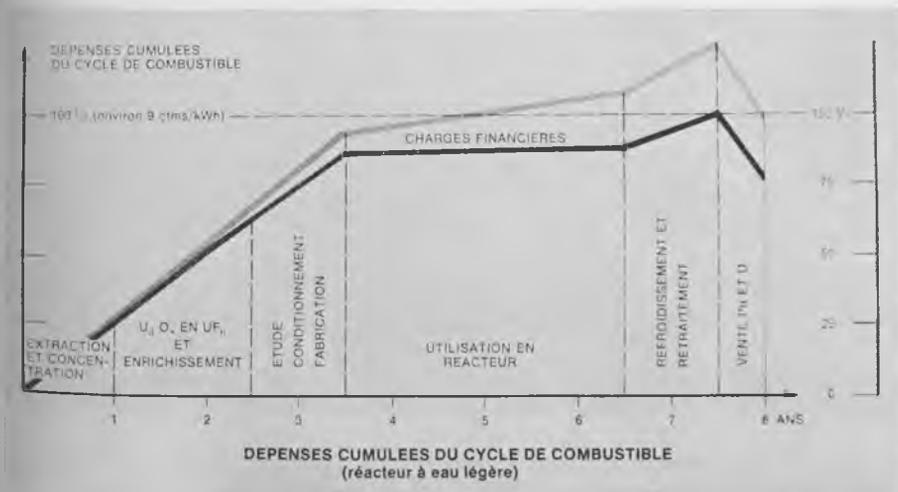


FIG. 16.

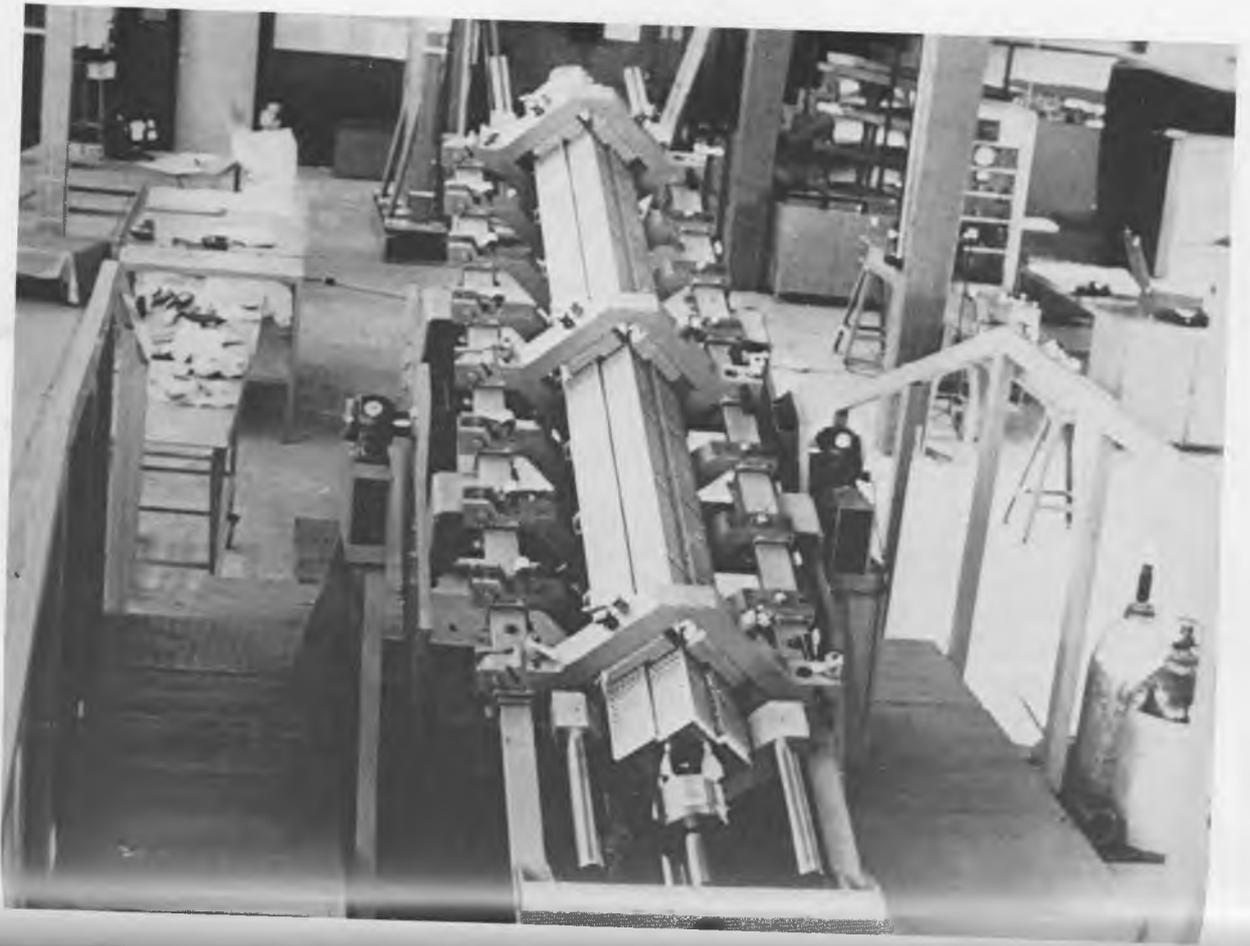


FIG. 17.

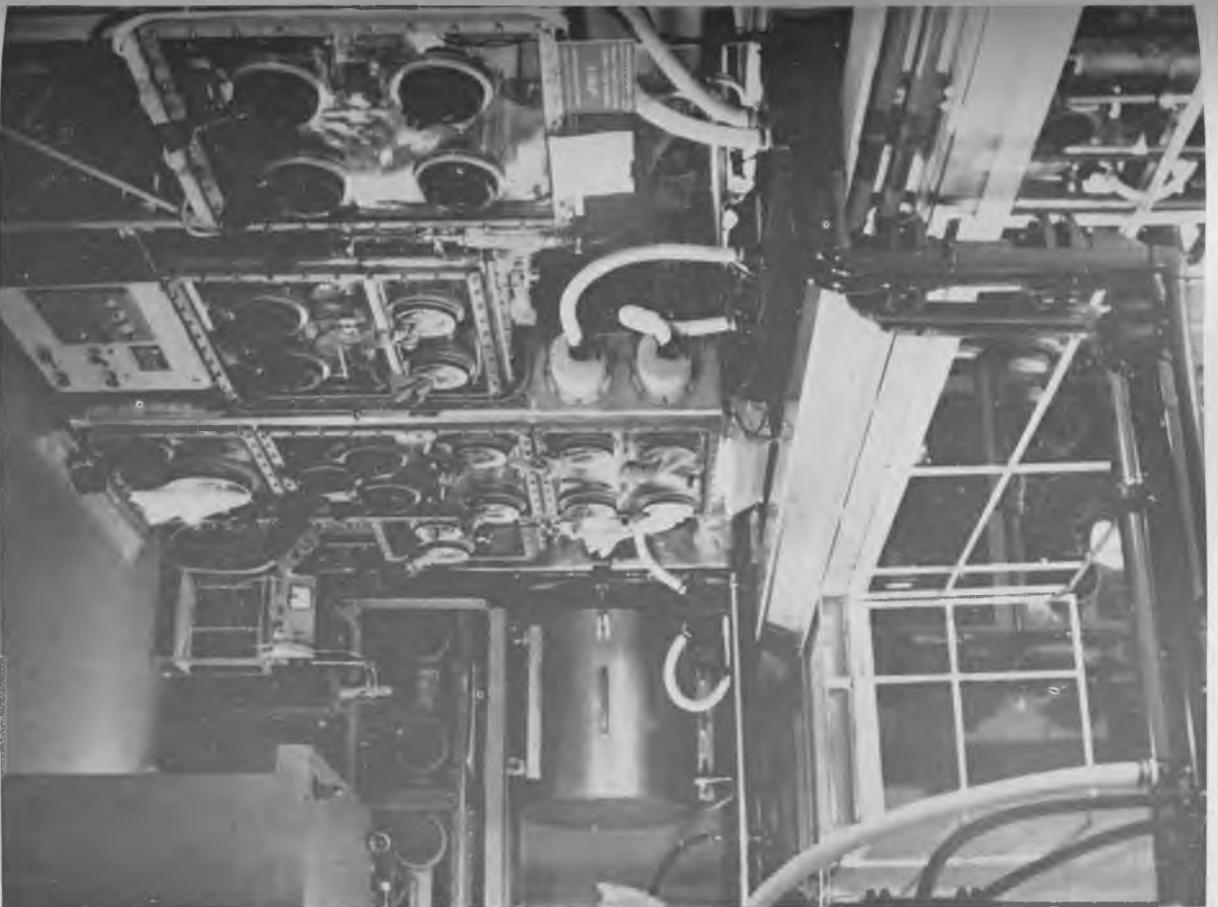


FIG. 18.



FIG. 19.

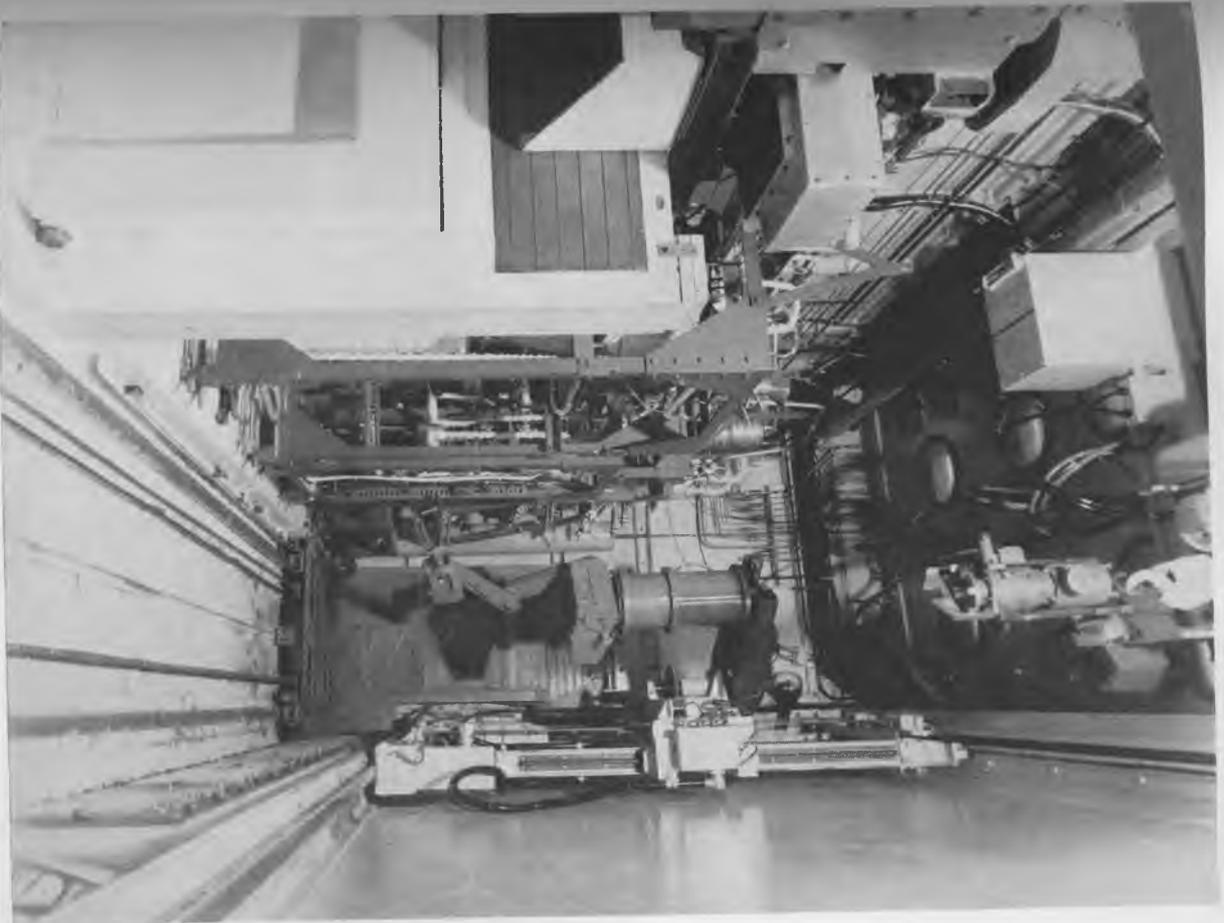


FIG. 20.

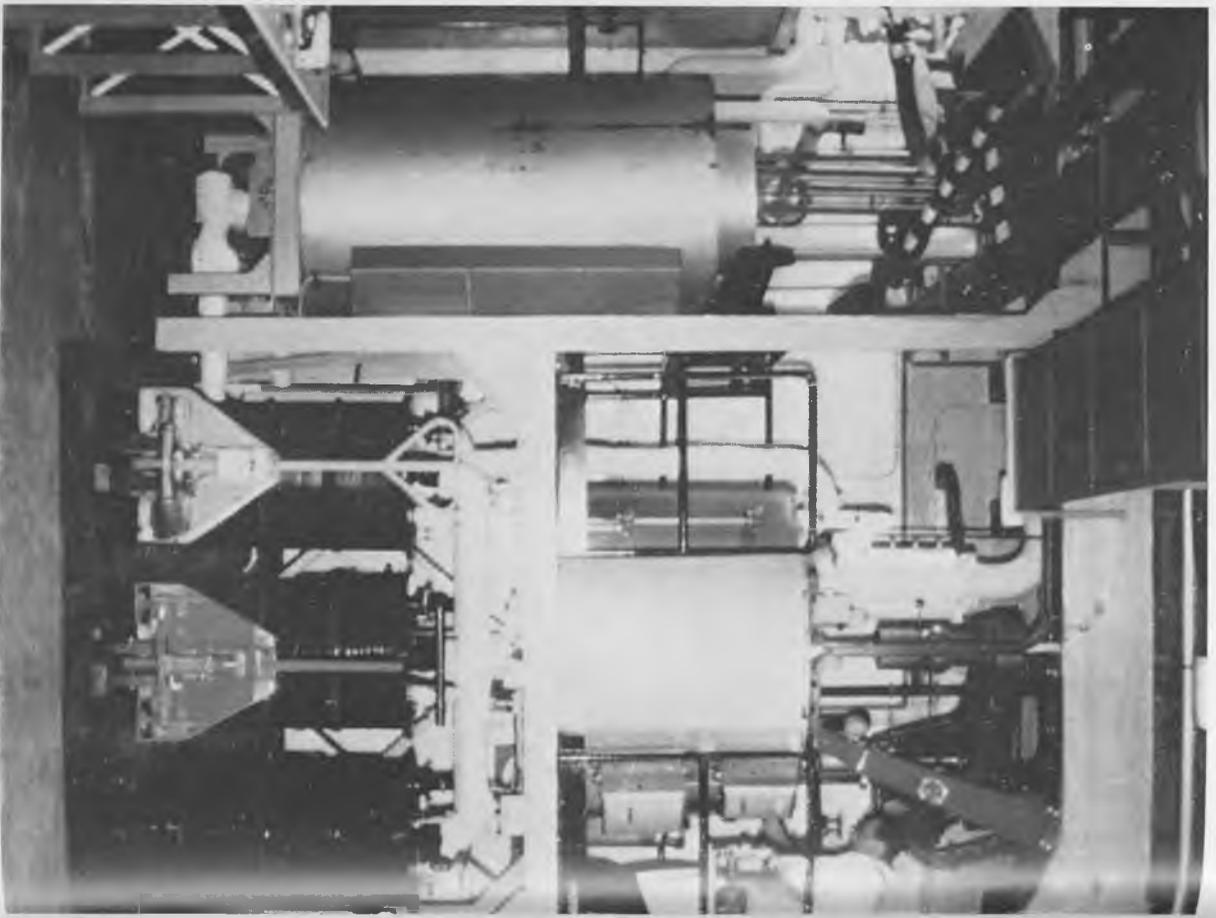


FIG. 21.

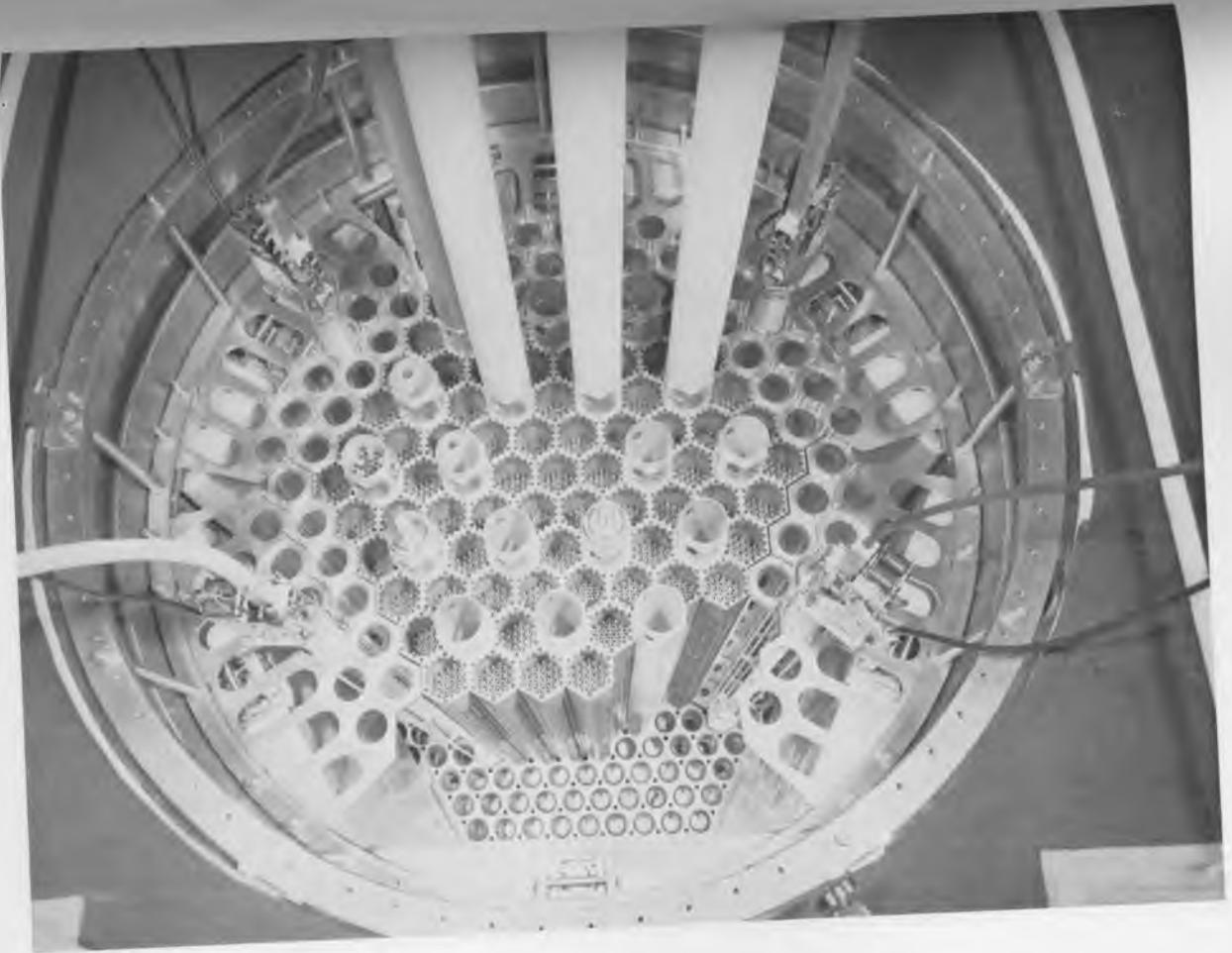


FIG. 22.

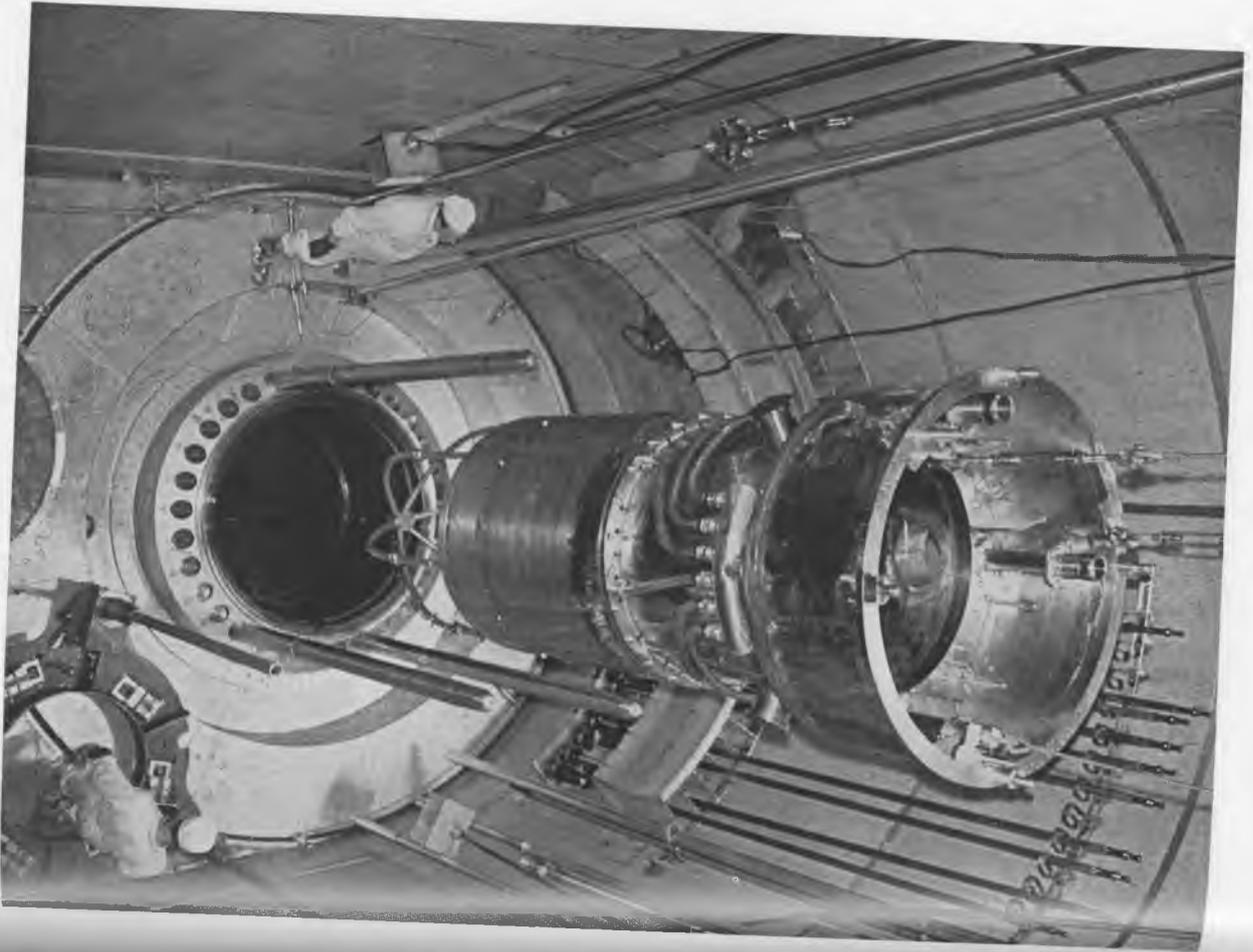


FIG. 23.

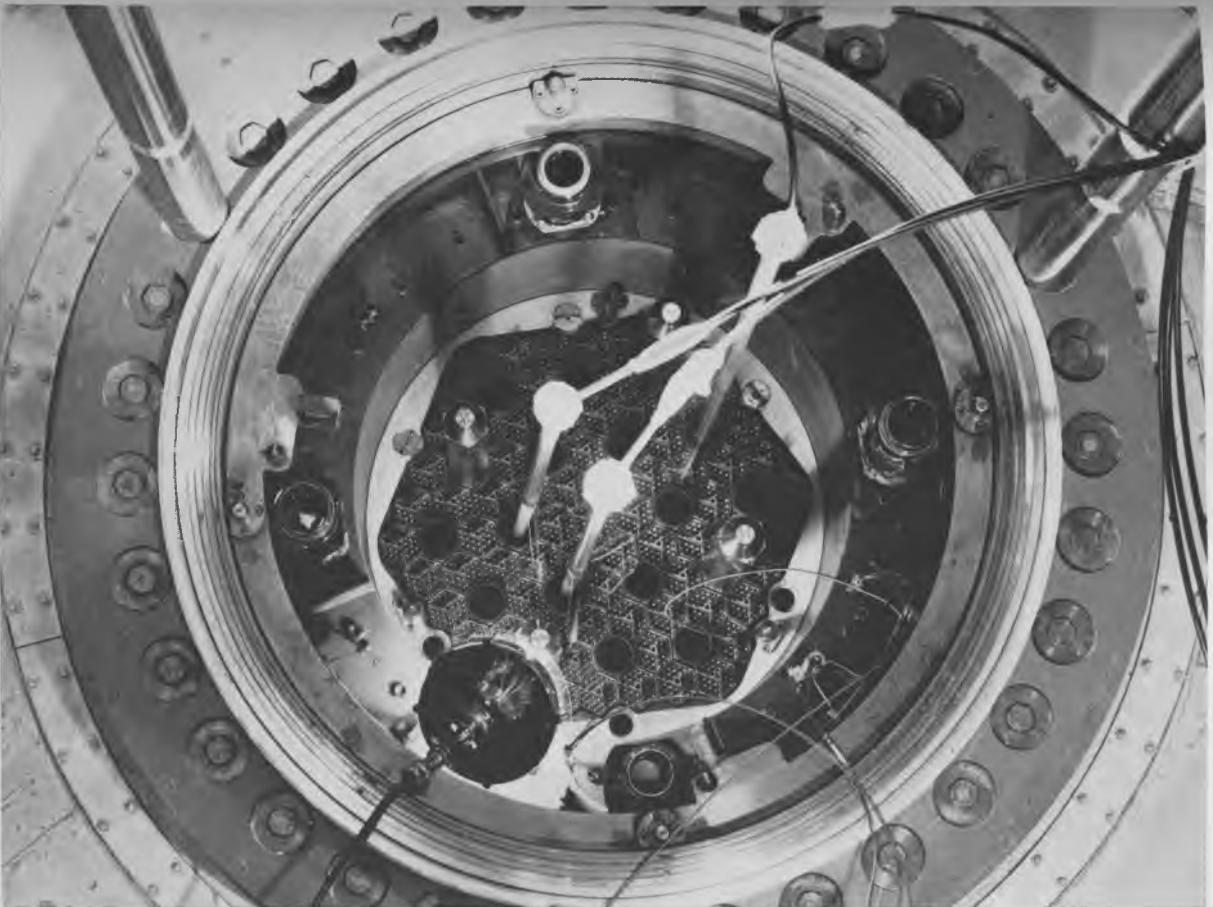
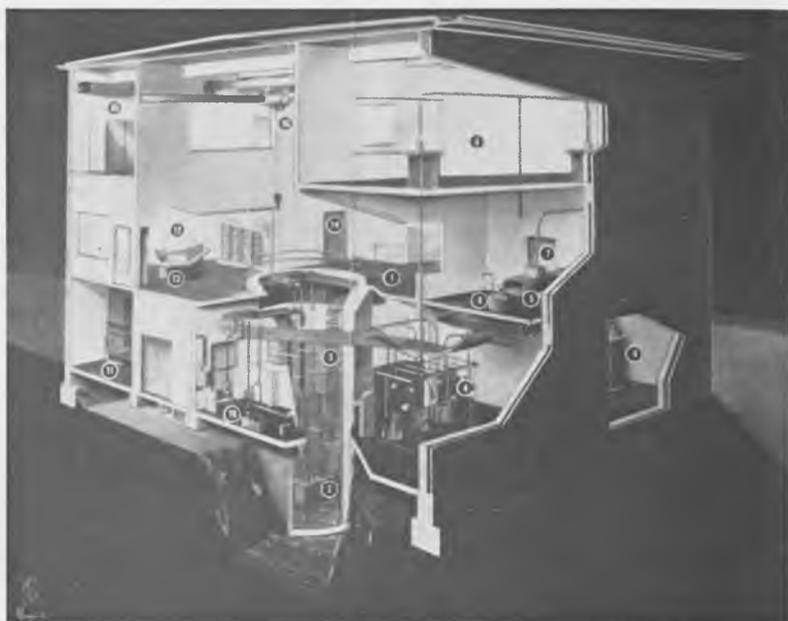


FIG. 24.



- 1 HALL DU REACTEUR
- 2 REACTEUR
- 3 TUBES DES TRANSPORTEURS PNEUMATIQUES
- 4 VENTILATEURS DES TRANSPORTEURS PNEUMATIQUES
- 5 BANCS D'ARRIVEE DES TRANSPORTEURS PNEUMATIQUES
- 6 CHARIOT DE TRANSPORT D'ECHANTILLONS IRRADIES
- 7 SALLE DE STOCKAGE D'ECHANTILLONS IRRADIES
- 8 SALLE D'ARRIVEE DES TRANSPORTEURS PNEUMATIQUES RAPIDES
- 9 CELLULE DE PURIFICATION D'EAU
- 10 ECHANGEURS DE CHALEUR
- 11 SALLE DES VENTILATEURS
- 12 SALLE DE CONTROLE
- 13 PUPITRE DE CONTROLE
- 14 SALLE DE STOCKAGE DU COMBUSTIBLE
- 15 LABORATOIRE
- 16 PONT ROULANT

FIG. 25.

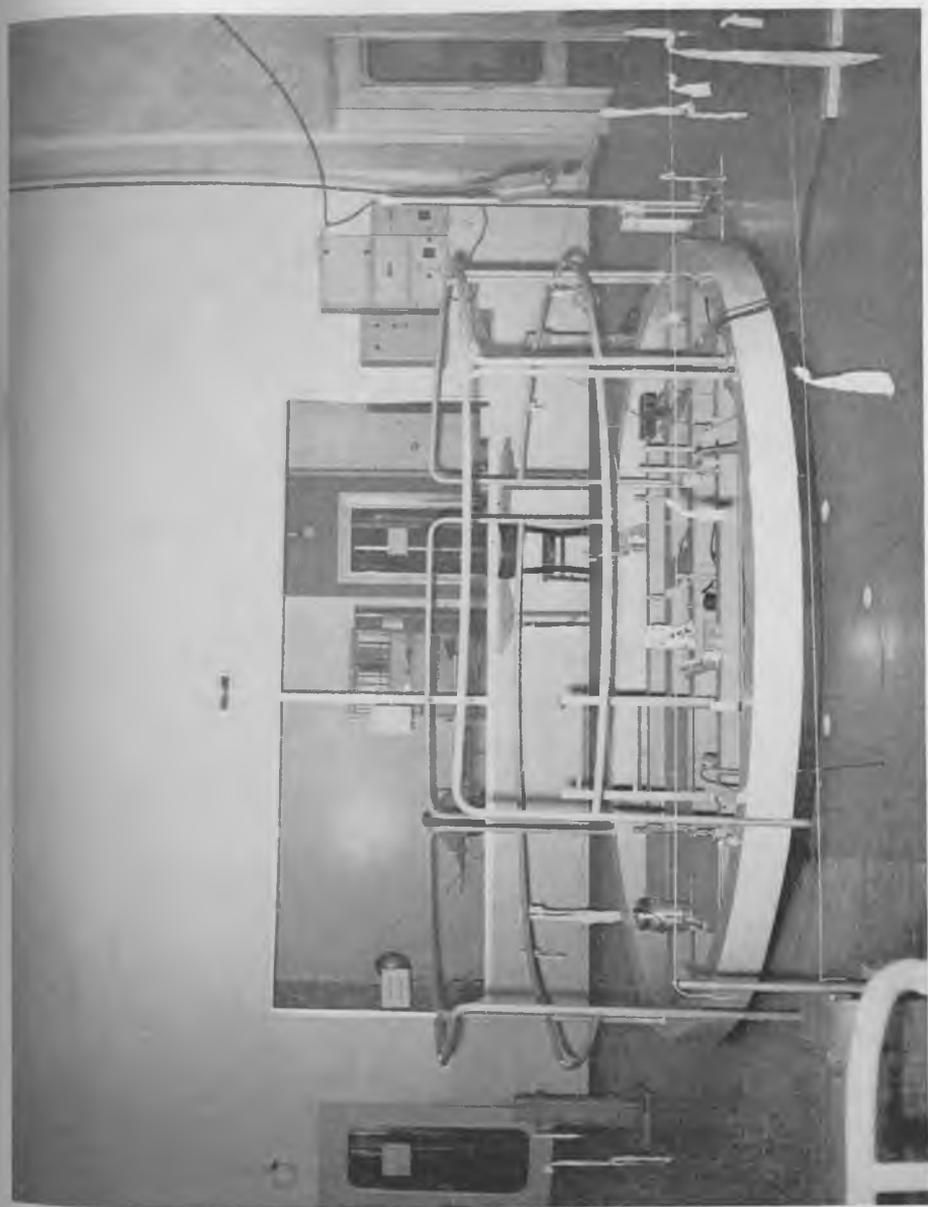


FIG. 26.

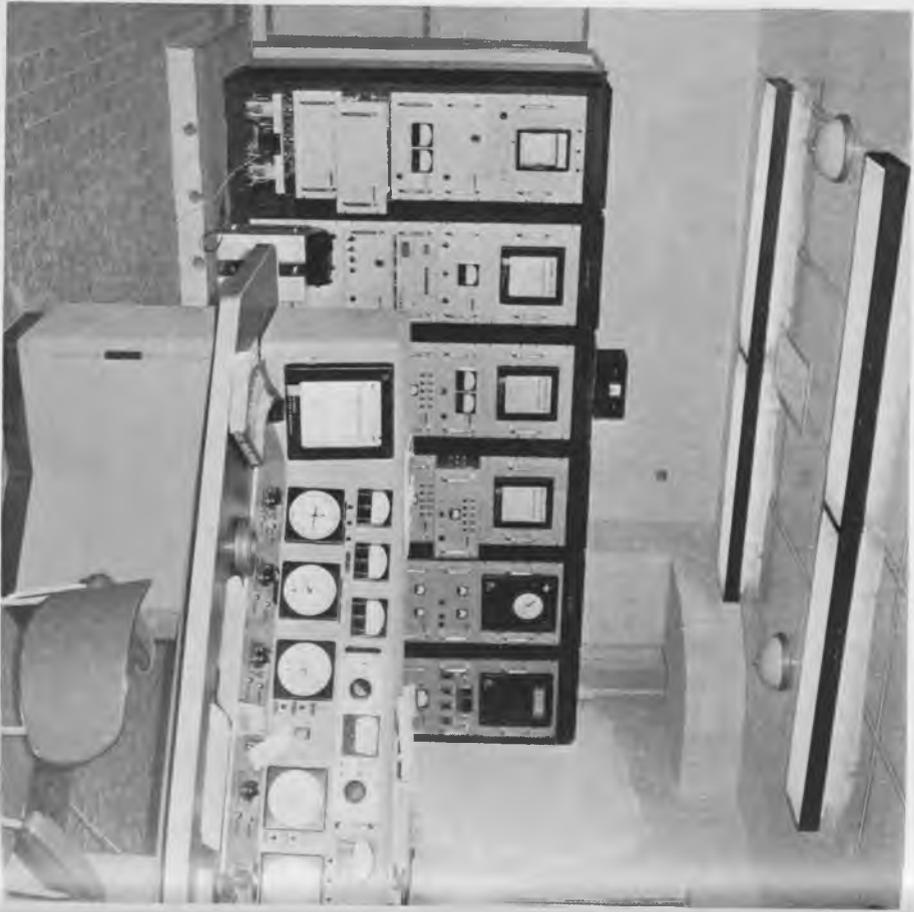


FIG. 27.



FIG. 28.

Structure de l'organisation du programme réacteurs rapides

	Allemagne Fédérale	Belgique	Luxembourg	Pays-Bas	Coordination horizontale
Pouvoirs publics	Ministère de l'Éducation et de la Recherche	Ministère des Affaires Économiques et CEA		Ministère des Affaires Économiques	Commission Inter- Gouvernementale
Industrie	Interatom	Belgonucléaire	Luxatom	Neratom	Consortium industriel SNR (Interatom, Belgonucléaire, Neratom)
Centres nucléaires	CFK (Karlsruhe)	CEN Mol	—	TNO (La Haye) RCN (Petten)	par GFK
Producteurs d'électricité	RWE	Synatom	—	SEP	PSB futur exploitant du SNR
Coordination générale					Comité International du Projet Réacteur Rapide