

08.72.05
COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA
DEPARTAMENTO DE REACTORES.-

Noviembre 1971.-

ESTADO ACTUAL DE LA INGENIERIA DE REAC-
TORES DE INVESTIGACION EN LA REPUBLICA
ARGENTINA

ING. E. J. ELDER

CNEA-Re 50

29 de Noviembre al 3 de Diciembre de 1971.



ESTADO ACTUAL DE LA INGENIERIA DE REACTORES DE INVESTIGACION EN LA REPUBLICA ARGENTINA.-

1. INTRODUCCION.-

La Comisión Nacional de Energía Atómica Argentina encaró el desarrollo de la Ingeniería Nuclear en el país por vía de la construcción de reactores de investigación por cuenta propia, cumpliendo etapas escalonadas hasta alcanzar el estado actual.

El presente informe hace referencia a las etapas cumplidas, con una descripción de los reactores de investigación que al presente se encuentran funcionando y en construcción así como de las facilidades experimentales con que cuentan, su uso, y los problemas inherentes a la operación, mantenimiento y coordinación de experiencias para lograr una explotación efectiva de dichas instalaciones.

2. REACTORES DE INVESTIGACION CONSTRUIDOS.-

En la actualidad se encuentran funcionando en la Argentina cuatro reactores contruidos localmente, dos de ellos de potencia nominal cero y dos con flujo neutrónico apreciable. Recientemente se ha comenzado la construcción de un quinto reactor, acoplado térmico-rápido que se tiene previsto poner en funcionamiento hacia fines de 1973. Finalmente el gobierno de la República Federal de Alemania cedió un pequeño reactor homogéneo para fines didácticos,

en la actualidad operando en el Centro Atómico Constituyentes de Buenos Aires, que será trasladado en el curso del próximo año 1972 a la Universidad Nacional de Rosario.

La tabla 1 muestra las características principales de estos reactores, cuya descripción se da en este informe en orden cronológico de su puesta a crítico.

2.1 Reactor RA-1.-

Este reactor representa la primera realización del país en materia de construcción de reactores nucleares. Fue puesto a crítico en enero de 1958, y se trataba, en sus características, de una copia fiel del conocido Reactor Argonauta. Su construcción fue paralela al entrenamiento del ~~cuarto~~ ^{primer} plantel de profesionales de la disciplina que se fue realizando en la CNEA.

La fabricación de los diversos componentes, su instalación, el armado y posterior operación y mantenimiento de éste reactor, permitió a los profesionales que participaron en la realización, adquirir un conocimiento detallado y preciso de las características constructivas, así como del comportamiento general del reactor, que se tradujo en la confianza necesaria para posteriormente encarar su modificación y adaptarlo a las necesidades que fueron surgiendo en las siguientes etapas de su explotación, principalmente la producción de radioisótopos de vida corta, cuya importancia resultaba gravosa.

De este modo, se realizaron en el RA-1 diversas modificaciones, describiéndose a continuación las principales.

Para lograr flujos neutrónicos superiores a 10^{11} n/cm² seg., se redujo el volumen del núcleo del reactor, aumentando también la potencia a 10 kw. El núcleo con geometría anular fue conservado, para así conseguir que la zona reflectora interna actuara como especie de "trampa" de neutrones, en que se ubican las muestras a ser irradiadas. Esta nueva geometría dificultó el conseguir concentrar combustible como para lograr reactividades significativas, por lo que se optó reemplazar las placas argonautas originales por barras cilíndricas de características estudiadas en el RA-0.

La operación con placas tipo Argonauta a 10Kw en el RA-1, provocó una activación en las mismas que obligó a tomar precauciones en su manejo para el momento de reemplazarlas por las barras cilíndricas. Uno de los aspectos de mayor importancia en éste sentido consistía en lograr un acceso al núcleo sin exponer al personal a dosis elevadas. El interés existente en llevar la potencia al orden de 100Kw obligó a considerar el acceso protegido al núcleo con mayor detalle, lo cual fue finalmente solucionado reemplazándose las tapas blindajes superiores por un tanque abierto que aloja al reactor en sí.

Resultaba observable que éste acceso directo extendía su eficacia, no solo para el manejo del combustible sino para todo tipo de maniobras para las que es ventajoso distribuir todos los componentes que fuera posible en lugares de fácil acceso. Lo expresado es particularmente importante para los mecanismos de movimiento de las barras de control. Por ésta razón, las barras de control del reactor

Argonauta original que operaban tangencialmente al núcleo en el reflector, con comunicación lateral al mecanismo, fueron reubicadas en el centro de la zona activa, con acceso vertical rígido desde los mecanismos situados sobre la superficie del agua. Las perturbaciones producidas por el movimiento de absorbentes fuertes, como son las barras de control, dentro del núcleo imponen exigencias en los elementos adyacentes que resultan problemáticos, por lo que se optó por trasladarlas nuevamente al reflector, tangencialmente al núcleo, manteniendo su acceso vertical.

Paralelamente, se fueron diseñando dispositivos auxiliares, manteniéndose una constante innovación sobre éste reactor para adaptarlo a los usos que se le daba, hasta completar un reactor cuya descripción sintética se da a continuación.

2.1.1 Descripción del RA-1.-

El Reactor RA-1 de 150 Kw de potencia térmica, es del tipo "tanque abierto" con núcleo cilíndrico anular alimentado por uranio enriquecido al 20% en U^{235} , moderado y refrigerado por agua liviana y reflejado por grafito.

Los elementos combustibles son barras cilíndricas de UO_2 -grafito de 540mm de longitud activa, envainados por tubos de aluminio. En los extremos superior e inferior de la parte activa llevan un reflector de grafito de 40mm y 30mm respectivamente. Los elementos se hallan distribuidos en seis círculos concéntricos para formar una geometría anular de 153mm de diámetro interno y 335mm de diámetro externos.

La refrigeración se realiza en sentido ascendente por circulación forzada de agua deionizada (conductividad $0,5 \mu\text{mho} \cdot \text{cm}$) impulsada por una bomba centrífuga de acero inoxidable de $30\text{m}^3/\text{h}$ y 20mca, a través de dos intercambiadores de calor del tipo cabezal flotante dispuestos en paralelo. El calor cedido a un circuito secundario es finalmente disipado en la atmósfera mediante dos torres de enfriamiento de tiro forzado. Parte del agua del circuito primario de refrigeración es circulada por un desmineralizador continuo para mantener su grado de pureza en valores razonables.

Se cuenta con cuatro barras de control dispuestas en el reflector externo, tangencialmente al núcleo, consistentes en cadmio envainado en acero inoxidable. Son accionados por mecanismos hidráulicos a los que se acopla por unas pinzas cerradas por electroimanes.

La instrumentación de éste reactor, que fue construida totalmente en los laboratorios de instrumentación de la CNEA está en el presente en proceso de renovación, con equipos mas actualizados, también producto del desarrollo local en el tema.

Básicamente se compone de un canal de arranque consistente en dos tubos proporcionales de BF_3 , y cuatro cámaras de ionización compensadas, una de ellas asociada a un amplificador de respuesta logarítmica con medición de período y el resto a amplificadores C.C. de respuesta lineal todos con disparos de seguridad.

Complementa ésta instrumentación, un sistema de monitoreo de radiaciones con detectores distribuidos estra-

tégicamente, y la medición de los parámetros convencionales comunes como ser caudales, nivel de agua, temperaturas, conductividad , etc.

Las facilidades experimentales de éste reactor son las siguientes:

- 1.- Dispositivo de irradiación en el reflector central con capacidad para ocho muestras de hasta 10cm^3 que dada su ubicación se caracteriza por lograr que el flujo útil sea el máximo del reactor. Un sistema neumático de introducción y extracción de éstas muestras, al que puede enfrentarse cualquier orificio mediante un dispositivo de rotación, permite una maniobra cómoda y de apreciable precisión en las irradiaciones , particularmente aquellas de corta duración.
- 2.- En el centro del núcleo, existen cuatro canales verticales pasantes, antes acupados por barras de control, están ahora disponibles para la instalación de dispositivos experimentales en particular "loops". Uno de ellos está ocupado por un criostato con el que se realizan extensos estudios de "daños por radiación" a bajas temperaturas, conseguidas en este caso, sumergiendo las muestras en nitrógeno líquido. El flujo discreto disponible (aproximadamente $8 \times 10^{11} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{seg}$) permite estudiar ventajosamente el crecimiento de los daños por radiación en aquellos cristales en que éste se manifiesta rápidamente, como ser Mg, Zn, Cu y Zr.
- 3.- Un haz lateral de irradiación o "beam hole" y una columna térmica cúbica de grafito ($1\text{m} \times 1\text{m} \times 1\text{m}$), de fácil

acceso a través de un laberinto de blindaje. Esta última cuenta con un ramal del sistema neumático que permite hacer irradiaciones simultáneas en el reflector central y la columna. Ciertamente, el acceso superior al núcleo permite considerar que sobre éste pueden ser montados otros dispositivos experimentales por lo que se considera que las posibilidades de explotación del RA-1 distan mucho de haberse agotado.

2.2 Reactor RA-0.-

Las mencionadas modificaciones realizadas en el RA-1, tuvieron como paso previo la construcción de una facilidad crítica que permitiera estudiar distintos modelos de geometrías más adaptables a las demandas previstas para aquel reactor. La primera versión fue construida en 1959, con elementos combustibles del tipo Argonauta, en la que se estudiaron disposiciones geométricas de sección cuadrada con y sin reflector interno de grafito. Luego fue modificado para estudiar geometrías cilíndricas con reflector interno como base para conseguir la "trampa" de neutrones necesaria en el RA-1. Las placas tipo Argonauta fueron en éste caso reemplazadas por barras cilíndricas, consistentes en U_3O_8 enriquecido al 20% en U^{235} compactado por vibración a una densidad de $2,3 \text{ gr/cm}^3$ dentro de tubos de aluminio de 40cm de longitud, 9,5mm de diámetro externo y 1 mm de espesor de pared.

Fijadas las dimensiones radiales del sistema al mismo valor que en el RA-1 se estudiaron diversas relacio-

nes volumétricas combustible/moderador, espaciando entre sí los elementos combustibles alternadamente para simular así distintas longitudes. La distribución de elementos y el largo de los mismos fueron así optimizados. Esta facilidad fue luego desmantelada para utilizar ese uranio en la construcción de nuevos elementos combustibles para el RA-1.

La utilidad de este tipo de dispositivos quedó, sin embargo, ampliamente comprobada. Por otra parte, la sencillez constructiva, el inmediato acceso a todos sus componentes y la facilidad de maniobra inherentes a estas facilidades mostraron también su valor didáctico, por lo que se decidió posteriormente reconstruirla y fue cedida a la Universidad Nacional de Córdoba donde ha sido puesta en funcionamiento recientemente.

2.2.1 Descripción del RA-0.-

Las características nucleares del RA-0 reproducen aquellas del RA-1. Su potencia térmica nominal es nula, pudiendo alcanzar hasta 10 vatios por períodos breves, logrando entonces un flujo neutrónico máximo de 10^7 n/cm² seg. El moderador, consistente en agua deionizada, está contenido en un recipiente de almacenaje por debajo del reactor, desde donde puede ser inyectado al núcleo por su parte inferior mediante una bomba centrífuga dotada de temporizador para darle un accionamiento discontinuo obligado. Como dispositivo de seguridad, un tubo de vaciado de 10cm de diámetro interno comunica al reactor con el tanque de almacenaje, a través de una válvula de apertura rápida accionada eléctricamente.

Los elementos de control tienen las características y disposición similares al RA-1. Su accionamiento en éste caso se consigue mediante un motor eléctrico con reductor a 1 r.p.m. y transmisión a piñón y cremallera. La barra se acopla al mecanismo de accionamiento mediante electroimanes solidarios al extremo inferior de la cremallera dentro de un tubo guía.

La instrumentación se compone de dos contadores de BF_3 y tres cámaras de ionización, una de ellas compensada, con la electrónica asociada.

Por su característica, este reactor no cuenta con elementos experimentales fijos, ya que estos pueden ser montados y desmontados con facilidad.

Cuenta con tres estaciones monitoras de radiación, un medidor de nivel del moderador en el reactor y tres medidores de temperatura por resistencias de platino para experiencias de medición de coeficientes de temperatura que se hacen con calefactores eléctricos incluidos en el equipamiento, Se tiene previsto utilizar el RA-0 exclusivamente con fines de capacitación, hasta tanto se integre equipo de investigadores dentro de la Universidad de Córdoba con quienes se mantendrá un estrecho contacto de colaboración para lograr así un aprovechamiento óptimo en la explotación de éste reactor.

2.3

Reactor RA-2.-

Los provechosos resultados del RA-0 en las modificaciones del RA-1, demostraron la necesidad de construir

un nuevo conjunto crítico, el RA-2, para realizar en él estudios de los parámetros nucleares del reactor RA-3, en ese entonces en construcción, cuya descripción está dada más adelante. Si bien este reactor tiene un núcleo M.T.R. de uranio altamente enriquecido cuyas características han sido ampliamente analizadas, existiendo abundante literatura al respecto, resultaba evidente que muchas respuestas a problemas de operación y experiencias concretas no sería posible encontrar en la bibliografía existente.

El RA-2 fue puesto a crítico en julio de 1966 y se han estudiado desde entonces, los parámetros de más de treinta núcleos distintos. Continúa operando en el presente como valiosa herramienta para el programa de investigación en "Física de Reactores" y en apoyo a la operación del RA-3. Las mediciones realizadas en cada configuración se enumeran a continuación:

- 1.- Determinación de masa crítica, masa operativa y reactividad del núcleo limpio.
- 2.- Medición de la efectividad de las barras de control, en función de su ubicación en el núcleo. Se estudiaron también distintas formas de barras de control estableciendo como requerimientos que las mismas puedan ser instaladas en cualquier posición del reactor, para lo cual debían incluirse cada una dentro de un elemento combustible o reflector, y además producir, al ser extraídas en operación normal, exigencias mínimas en el combustible adyacente por perturbación en la distribución del flujo neutrónico. Este objetivo fue logrado mediante el diseño de una barra tipo "tenedor" de doble

placa, descrita mas adelante.

3.- Medición de las Distribuciones de flujo neutrónico térmico y rápido en el núcleo. Estas experiencias se hacían extensivas a la determinación de lugares estratégicos para emplazar los elementos a irradiar posteriormente en el RA-3, cuyos efectos en la reactividad y perturbaciones mútuas (efectos de sombra, depresiones de flujo, etc) eran también estudiados.

4.- Mediciones varias comunes de éste tipo de facilidades, como ser la determinación de los coeficientes de temperatura y vacío para distintos casos, efectos de impurezas en el moderador, etc.

2.3.1 Descripción del RA-2.-

El RA-2 es también un reactor de potencia nominal cero. El núcleo, de geometría variable, está compuesto por elementos combustibles tipo MTR, de 19 placas curvas ensambladas con placas laterales acanaladas de aluminio, que contienen una aleación de 14% en peso de Uranio en aluminio. Su posición en el núcleo es fijada mediante la inserción de una boquilla provista en su parte inferior a una grilla de soporte fabricada de aluminio fundido con perforaciones pasantes rectificadas, de 200 mm de espesor. Este conjunto se encuentra emplazado dentro de un recipiente cilíndrico de aluminio de 2m de diámetro por 1,50m de alto. Desde el fondo está comunicado con un tanque de almacenamiento a nivel

inferior, por un tubo de 10 cm de diámetro interno para descarga rápida. El tubo lleva instalada una válvula de seguridad consistente en una válvula de retención orientada al revés, accionada por un motor eléctrico con embrague electromagnético que permite su apertura rápida y segura. Este dispositivo de seguridad es empleado únicamente en aproximaciones a crítico por variación del nivel del moderador en el medio multiplicativo.

La inyección de agua al Reactor se realiza por un sistema similar al del RA-0. El agua obtenida de un desmineralizador con resinas de lecho mezclado de 5 m³ de capacidad entre regeneraciones, instalado en el mismo recinto del reactor.

Los elementos de control son absorbentes de geometría y ubicación variable según la experiencia que se realiza.

Su accionamiento se realiza mediante un sistema hidráulico con capacidad para cinco barras acopladas por electroimanes que corren guiados dentro de un tubo en todo su recorrido. El sistema hidráulico y los mecanismos están montados sobre un puente desplazable horizontalmente, que está provisto de un aparejo eléctrico de 700 Kg de capacidad.

Se cuenta también con un mecanismo de accionamiento, de barra de regulación con motor eléctrico y taquímetro que lleva asociado un sistema de regulación automático del reactor, desarrollado en el mismo.

La instrumentación del sistema consta de tres contadores de BF₃ que conforman el canal de arranque, cuatro cámaras de ionización compensadas como canal de operación, cinco estaciones monitoras de radiación, todos con su electrónica

asociada, además de mediciones convencionales de nivel, temperatura y resistividad del moderador.

El RA-2 tiene instalada una fuente pulsada de neutrones con cabezal de Tritio y fuente de iones de pulsos variables en longitud de 1 a 10^4 microseg. frecuencia también variable en forma continua entre 10 y 10^5 pulsos/seg. que provee una salida total de hasta 10^{11} n/seg, que es intensamente utilizada en la medición de reactividades, utilizando un analizador multicanal y contador de BF_3 para el análisis del decaimiento de la población neutrónica en el sistema crítico o subcrítico.

2.4

Reactor RA-3.-

Este reactor es, hasta el presente, la principal realización argentina, en materia de reactores de investigación. Fue concebido, proyectado y construido íntegramente en el país. No obstante ser su núcleo del tipo MTR por ser lo que mejor se adapta a los fines perseguidos, las características principales del reactor son de diseño propio, sobre el que se volcó la experiencia adquirida en las otras realizaciones.

Fue puesto a crítico en mayo de 1967, y su potencia fue aumentada paulatinamente hasta alcanzar la de diseño de 5MW. Esta operación se realizó en pasos escalonados discretos observándose cuidadosamente el comportamiento de los distintos sistemas que lo componen para cada potencia. Se observó entonces, la posibilidad de llevar la potencia del reactor a 8 Mw sin modificaciones ni agregados significativos.

Hasta el presente el reactor alcanzó 7,3 Mw. Paralelamente se fueron construyendo los dispositivos auxiliares y instrumental especializado, en función del trabajo programado. Durante la época de su concepción, la extrapolación de los programas no permitían establecer claramente las características de un reactor que se adapte a los mismos. Por esta razón se optó por buscar una solución que por su flexibilidad, permita una amplia gama de posibilidades experimentales, manteniendo su costo en valores razonables, acorde con las disponibilidades presupuestarias de ese entonces. Las experiencias conocidas de los reactores MTR, Melusine, etc. permitían asegurar que los reactores tipo pileta cumplían mejor con estos requisitos. Esta línea fue entonces adoptada en términos generales. Otras consideraciones de diseño, fueron tomadas en cuenta. Entre las que merece señalarse como ejemplos son las siguientes:

- Se optó por reemplazar la pileta de azulejos comunmente utilizadas en este tipo de reactores por un tanque abierto de acero inoxidable, para lograr una máxima disponibilidad del reactor, obviando el mantenimiento periódico de la pileta, y así permitir aceptar compromisos de producción de radioisótopos de uso médico para cubrir la demanda de plaza.
- Se equipó al reactor con una celda caliente con el propósito de utilizarla como centro de distribución de material irradiado. Esta celda demostró ser de extraordinaria utilidad, como elemento de distribución de radioisótopos a sus correspondientes estaciones receptoras, y de combus-

tible irradiado a la pileta de decaimiento, accesible del exterior, sin alterar las condiciones de estanqueidad del recinto del reactor por lo que su operación no se ve afectada por el movimiento de combustible ulterior al movimiento en el núcleo mismo. El equipamiento de la misma permite utilizarla también como emplazamiento para inspecciones oculares de elementos radiactivos, en particular de experiencias tipo "loop".

- La distribución de las facilidades permiten una separación geográfica definida entre usuarios de distintas disciplinas, permitiendo una racional distribución de servicios auxiliares.

Desde su puesta a crítico se realizaron en éste reactor innumerables ensayos tendientes a calibrar su flujo, instrumentación nuclear y convencional y determinar comportamiento de componentes y dificultades que pudieran surgir en operaciones prolongadas. El servicio de irradiaciones comprometido comenzó en abril de 1971 cumpliendo ciclos mensuales de 18 días de operación continua dejando los días restantes para mantenimiento preventivo, renovación parcial del combustible. El reactor es mantenido a una potencia acorde con la demanda de producción que en la actualidad es de 4,5MW.

Recientemente ha sido instalado un criostato para irradiaciones sumergidas en nitrógeno líquido, y se han hecho las pruebas térmicas para instalar elementos de uranio natural como manto fértil, dentro de un programa de desarrollo de la tecnología del plutonio.

2.4.1 Descripción del RA-3.-

El Reactor RA-3 es del tipo tanque abierto con núcleo similar al MTR, cuya geometría es variable según las necesidades. Actualmente está formado por 30 elementos combustibles distribuidos en forma aproximada de una cruz. Cada elemento está constituido por 19 placas combustibles curvas que contienen aproximadamente 7 gramos de U^{235} (90%) metálico disperso en una matriz de aluminio con una concentración de 14% en peso de uranio. El núcleo es reflejado en sus caras laterales por grafito nuclear envainado en cajas de aluminio con las dimensiones del elemento combustible.

Cuatro de estos elementos combustibles están adaptados para alojar las barras de control que consisten en dos placas solidarias de cadmio envainadas en acero inoxidable, cada una reemplazando dos placas combustibles. Las barras se acoplan a sus respectivos mecanismos por varillas de extensión y electroimanes. Cualquiera de ellas puede ser utilizada como barra de seguridad mientras que el resto es usada como barra de compensación accionables de una por vez mediante un selector. Se cuenta también con una barra de regulación alojada en un elemento reflector con un sistema automático de control asociado.

El moderador y refrigerante es agua liviana que circula por el núcleo en sentido descendente. El circuito de refrigeración primario contiene dos tanques de retardo para el decaimiento de N^{16} provistos de pantallas deflectoras intercaladas, un anti-sifón con línea de venteo conectado al tanque

del reactor, dos bombas centrífugas de $400\text{m}^3/\text{h}$ de capacidad accionadas por motores eléctricos de 900 rpm con volante de inercia, dos intercambiadores de calor del tipo tubos en "U" y carcaza, retornando al reactor por un difusor toroidal dimensionado para evitar turbulencias. En el cono de succión, por debajo del núcleo lleva instalado un tubo con una compuerta que se cierra con la succión de las bombas; al detenerse éstas, la compuerta se abre luego de un cierto tiempo calibrado por contrapesos, para permitir la refrigeración del núcleo por convección natural. El circuito primario de refrigeración está íntegramente construido en acero inoxidable, siendo la cañería de 12 pulgadas en los tramos únicos y 10 pulgadas en los tramos dobles. Este circuito tiene una derivación a un sistema paralelo de desmineralización continua con resinas de lecho mezclado.

El calor cedido en los intercambiadores de calor al circuito secundario es finalmente disipado en la atmósfera por torres de enfriamiento tubulares de tiro forzado.

Una capa de agua a temperatura superior a la del circuito primario es mantenida en la parte superior del tanque del reactor para cortar la convección de materia radiativa hacia la superficie del agua y mantener así controlada la radiación ambiental en el recinto del reactor.

La instrumentación del reactor está dividida en tres grupos principales como ser: instrumentación neutrónica, instrumentación convencional y monitoreo de radiaciones. El flujo neutrónico es medido al arrancar el reactor por dos cámaras de fisión retirables mediante mecanismos eléctricos, dos

cámaras de ionización compensadas y tres cámaras de ionización no compensadas, asociadas a los disparos por nivel. Estos disparos que siguen el criterio de "dos de tres" son equipos modulares en los que se fijan niveles de "alarma" a 110% de la potencia nominal de "introducción automática" con introducción lenta de las barras de control a 120% de la potencia nominal y de "scram" con caída libre de las barras de control a 125% de la potencia nominal. Tanto el canal de "arranque" como el de "marcha" del reactor cuentan con medición de período del reactor que no permite subir la potencia con período menor a 20 segundos.

El monitoraje de radiaciones se subdivide en control ambiental y control del refrigerante. El primario consiste en estaciones detectoras a base de contadores Geiger estratégicamente distribuidos.

El control de actividad en el refrigerante es llevado con cristales de centelleo asociados con espectrómetros centrados en la energía de desintegración del ^{135}I .

La instrumentación convencional consiste en mantener información sobre parámetros tales como temperaturas de entrada y salida del refrigerante en el núcleo del reactor e intercambiadores de calor, caudales de cada ramal del circuito primario y del secundario de refrigeración, conductividad del agua, nivel en el tanque del reactor, etc.

La alimentación de corriente eléctrica al sistema de controles y servicios esenciales de emergencia se realiza a través de un convertidor provisto de volante de inercia que mantiene el generador en marcha el tiempo suficiente para arrancar un motor a diesel que se acopla al generador.

Un sistema de ventilación con doble tablero de comando mantiene el recinto del reactor bajo una depresión de 10mm.c.a. circulando el aire, que es tomado del interior de la celda caliente y borde superior del tanque del reactor, a través de filtros absolutos para ser expulsado finalmente a la atmósfera por una chimenea, colectora también del aire tomado de los laboratorios auxiliares. En caso de detectarse actividades mayores a la admisible, el paso a la chimenea es bloqueado por una persiana de accionamiento eléctrico automático, y el aire es circulado en circuito cerrado al recinto del reactor con filtros de carbón activado intercalados.

Los efluentes activos provenientes de la regeneración de resinas del intercambiador iónico continuo, desagües de los laboratorios "calientes", circuitos primario de refrigeración, etc. son tratados en una pileta cubierta donde se controla su actividad y se diluye con rociadores y mezcladores hasta lograr concentraciones admisibles para su descarga al arroyo que cruza el centro atómico. Se está instalando en el presente un sistema que, para casos de accidente, permita el vaciado por control remoto de las resinas del desmineralizador continuo a otro recipiente enterrado a distancia prudencial, donde también pueden ser regeneradas o descartadas, si ello no resulta posible.

En el recinto del reactor, contíguo a la boca del tanque se encuentra instalada una celda caliente hecha con paredes de hormigón de un metro de espesor, provista de telemanipuladores y una ventana de plomo. Uno de sus lados se proyecta por encima del reactor, llevando suspendida una pared

de plomo armada dentro de una caja de acero inoxidable que se sumerge en el agua, que permite la extracción de elementos de regular tamaño directamente a la celda sin requerir movimiento de blindajes adicionales.

Del piso de la celda arrancan tres canales de sección cuadrada, forrados en acero inoxidable, que cruzando el blindaje biológico lateral comunican respectivamente la celda con el fondo del recipiente del reactor, la pileta de decaimiento del combustible y con otra celda de apertura de cápsulas de irradiación ubicada debajo de la primera. Existe además un tubo circular vertical que, partiendo de la celda, emerge a la altura de planta baja por donde son extraídas las cápsulas que contienen radiofármacos que serán procesados en otras instalaciones.

Las muestras son irradiadas en cajas construidas a tal efecto, que tienen capacidad de hasta 16 cápsulas cada una. Hay actualmente 5 cajas operando en el reactor, pero la capacidad del núcleo es mucho más amplia. La carga y descarga de muestras se realiza con reactor en marcha, elevando la caja a la celda caliente dentro de un carro transportador suspendido por cables de acero inoxidable.

Este mismo procedimiento es utilizado para la extracción del combustible irradiado, luego de un mes de estacionamiento al costado del reactor. Dentro de la celda se realiza una primera inspección ocular y en el carro transportador son enfrentados al otro canal por el cual son bajados a la pileta de decaimiento, donde son estacionados en marcos de soporte que intercala absorbentes neutrónicos y los mantiene distanciados.

La pileta de decaimiento tiene capacidad para contener aproximadamente 100 elementos irradiados. Puede también alojar las muestras irradiadas que necesiten permanecer estacionadas por un tiempo antes de ser procesadas.

2.4.2 Facilidades Experimentales.-

Las cajas de irradiación arriba mencionadas pueden ser distribuidas alrededor del reflector, y también en posiciones internas del núcleo, según las necesidades, lo que permite una gama de combinaciones y posibilidades bastante extensa, con flujos útiles que van de 10^{14} a 10^{11} n/cm² seg. Para irradiaciones breves, se cuenta también con dos sistemas neumáticos de introducción y extracción de cápsulas con posición fija tangencialmente al reflector de grafito a cada lado del núcleo, cuyo flujo es de 5×10^{13} n/cm² seg. Durante el curso del próximo año 1972 se instalarán otros dos sistemas neumáticos con posición variable en el núcleo del reactor, que llevarán asociada una sub-estación de distribución a los distintos laboratorios, también por vía neumática. Se cuenta también con seis haces de irradiación radiales al núcleo y uno tangencial pasante. Consisten en tubos empotrados en el blindaje biológico, los radiales provistos de una brida ciega de cierre dentro del tanque, a unos cinco centímetros del borde, con extensión hacia el núcleo rebatible cuando el haz no está en uso. Pueden instalarse en éstos tubos, filtros y colimadores, obteniéndose haces de hasta 3×10^9 n/cm² seg. en la boca de salida. Una columna térmica lateral, hecha por apilamiento de gra-

fito nuclear está atravezada por cinco canales horizontales y por su parte externa se ha dejado lugar suficiente para permitir la instalación de facilidades exponenciales. Un blindaje de plomo interpuesto entre el núcleo y la columna térmica reduce apreciablemente la dosis gama en ésta última y sus dimensiones han permitido obtener un espectro neutrónico termalizado de excelente calidad.

Una cara lateral del núcleo está destinada a la instalación de circuitos experimentales independientes, tipo "loops" que cuentan con un amplio recinto propio, provisto de servicios de agua, gas, aire comprimido, etc. Recientemente fue instalado un crióstato que permite irradiaciones sumergidas en nitrógeno líquido, dentro del programa de investigación de "daños por radiación", y está en construcción un circuito de baja presión para estudios de comportamiento de combustible desarrollado en la CNEA. Se tiene considerado instalar posteriormente, otro circuito de alta presión para estudiar el comportamiento de combustible de reactores de potencia en condiciones similares a las de trabajo.

Parte del núcleo está reservada temporariamente para la instalación de elementos de uranio natural destinados a la producción de plutonio en escala laboratorio, dentro de un programa de desarrollo de la tecnología de éste material. Prototipos de éstos elementos han sido ya ensayados para determinar la óptima geometría en términos de su eficiencia y capacidad de refrigeración.

Actualmente se está contemplando el diseño de un convertidor a ser instalado en el RA-3, para obtener espectros neutrónicos rápidos particularmente útil en la irradiación por

reacciones de umbral como ser la producción de P^{32} .

2.4.3

Organización Operativa del RA-3.-

Para lograr un régimen de operación continua con compromisos de producción que abastecen la demanda de plaza, es necesario contar con una infraestructura de apoyo y una organización operativa eficiente.

La primera debe asegurar el abastecimiento de las necesidades del reactor, como ser entregas regulares de elementos combustibles, provisión de energía eléctrica, regenerantes de resinas, etc.

Habiéndose desarrollado la tecnología de fabricación de elementos combustibles en el país, por el sector "combustibles nucleares" de la CNEA, el abastecimiento normal de este material no ofrece dificultades.

El mantenimiento de reservas permanentes de repuestos y materiales de consumo mantiene las necesidades satisfechas.

La organización operativa interna del reactor está dividida en cuatro sectores, principales, según sus actividades:

- 1) Un sector de "operación" compuesto por un jefe de operaciones y cuatro turnos completos de operadores cada uno compuesto por un encargado de turno, un operador, un ayudante de operador, un oficial de seguridad y un electrónico. Se opera sobre la base de tres turnos rotativos diarios manteniendo uno en reserva. El oficial de seguridad tiene dependencia jerárquica distinta a los operadores.

- 2) Un sector de "mantenimiento" encargado de mantener control sobre el comportamiento de los distintos componentes, regeneración de resinas, engrase de motores, asegurar abastecimiento de corriente eléctrica, combustible para calefacción, control de filtros del sistema de ventilación, limpieza del edificio, etc. Este grupo cuenta con un pequeño taller, y mantiene estrecho contacto con otros sectores de apoyo externo.
- 3) Un sector de "equipamiento" formado por un grupo de profesionales y técnicos especializados que mantienen un constante aporte de mejores y nuevos dispositivos diseñados acorde con especificaciones que solicitan los distintos usuarios del reactor, con este grupo se logra obtener permanentes innovaciones en el reactor que lo mantienen siempre actualizado, además de ir integrando profesionales a la disciplina con un entrenamiento que permitirá encarar proyectos de mayor envergadura.
- 4) Un sector de "programación de experiencias" con un grupo de profesionales que está dedicado a las calibraciones de los flujos en las facilidades de irradiación, estudia el quemado del combustible y programa su renovación, establece la ubicación y tiempos de irradiación de muestras según las necesidades de los usuarios. Cuenta para ello con el apoyo del RA-2 con su laboratorio de mediciones conexas. Dicho laboratorio está equipado con detectores geiger y de centelleo, contadores proporcionales 4^o espectrómetros, un intercambiador automático de muestras

y un analizador multicanal.

3. Reactores de Investigación Proyectados.-

La puesta en marcha del RA-3 no ha sido, por supuesto, el esfuerzo final en materia de reactores de investigación en la CNEA. El lograr el total abastecimiento de la demanda de radioisótopos en el país, el extender la producción a aquellos de uso industrial, la necesidad de multiplicar los esfuerzos en el desarrollo de la tecnología de los reactores de potencia, dejan sin lugar a dudas la importancia de continuar con un programa sostenido en materia de reactores de investigación. Consecuente con esa línea, se ha comenzado recientemente la construcción de un reactor acoplado térmico-rápido en el centro atómico, y también el ante-proyecto de un reactor térmico de alto flujo cuyos detalles no se incluyen en éste informe por estar recién en sus etapas iniciales.

3.1 Reactor RA-5.-

Este reactor ha sido concebido con un doble propósito: el de dotar al RA-3 con una facilidad crítica de apoyo capaz de operar con combustible irradiado, y el de actuar, alternadamente como reactor acoplado térmico-rápido.

En su versión acoplado térmico-rápido forma parte de un programa de desarrollo de la tecnología de los reactores

reproductores rápidos, en éste caso, la física de dichos reactores, en combinación con la tecnología del plutonio y del refrigerante a base de sodio que comienzan a desarrollarse en otros sectores.

3.1.1 Descripción del RA-5.-

Este reactor está en sus etapas iniciales de construcción, mientras que paralelamente se vienen realizando cálculos de ajuste de su geometría y composición por lo que los datos dados en éste informe deben ser tomados como provisionarios, sujetos a modificaciones, y a título únicamente informativo.

Consiste en un recipiente enterrado de 5.20 m de profundidad por 4 m de diámetro que, lleno con agua dionizada, aloja el núcleo térmico, formado por elementos combustibles del tipo MTR idénticos al RA-3, dispuestos en geometría anular y orientados tangencialmente al radio del núcleo. El diámetro interno de éste anillo es de 750mm y aloja un recipiente postizo de acero inoxidable que contiene al núcleo rápido, trabajando en seco. Este recipiente puede ser extraído para reordenar el núcleo térmico a una geometría tipo RA-3, hecha con elementos irradiados de ese reactor y actuar entonces como facilidad "caliente" para realizar en él mediciones de reactividades, distribuciones de flujo, coeficientes, etc. en función del quemado. El núcleo rápido consiste en un reticulado poligonal tendiente a aproximar a un cilindro, formado por cajas de acero inoxidable de sección cuadrada de 50,4 x 50,4 mm internos y 1 mm de espesor.

Estas cajas alojan el combustible de la zona rápida, y en ellas se pueden realizar combinaciones de materiales que simulen composiciones de un típico núcleo rápido. Se contará para ello con elementos de 12,6mm de diámetro por 50mm de largo hechos de UO_2 sinterizado (eventualmente U metálico) enriquecido al 20%, de U natural, de acero, de sodio y de grafito. Posteriormente se incluirán también barras que contengan plutonio. Aparte de la combinación de estos materiales, el elemento contiene reflectores de uranio natural en los extremos superior e inferior, con una planchuela de Cd, que filtra neutrones térmicos dispersados en esa dirección provenientes del núcleo térmico. La caja es herméticamente cerrada en ambos extremos. Se consideran reticulados en los que la concentración de elementos con uranio enriquecido simulará enriquecimientos globales del reticulado rápido variable entre natural y hasta 15%.

Radialmente será posible definir las siguientes zonas:

- 1.- Reticulado rápido con las características enumeradas.
- 2.- Filtro de neutrones térmicos compuesto de elementos de carburo de boro.
- 3.- Zona amortiguadora compuesta de elementos de uranio natural, que filtran neutrones en energías de resonancias.
- 4.- Zona convertidora, formada por elementos de uranio enriquecido aproximadamente al 5%, que aporta neutrones rápidos por fisión provocada por el aporte de neutrones térmicos de escape del núcleo térmico.
- 5.- Núcleo térmico, ya descripto, que cuenta con reflector

de grafito en su parte exterior.

Las cuatro primeras zonas, cuyas dimensiones y composición son variables para ajustar el espectro neutrónico en la zona de trabajo (centro del reticulado rápido) a valores típicos de los reactores rápidos, están contenidos en el recipiente postizo, soportados por una grilla de acero inoxidable que se apoya en un anillo de plomo de 900mm de alto. Este cilindro anular de plomo actúa como contrapeso para sumergir el recipiente de la zona rápida, y su cavidad interna aloja la extensión del dispositivo oscilador con que estará equipado el reactor. La constitución del núcleo térmico es también variable para ajustar la reactividad del conjunto.

Se controla el reactor mediante ocho barras de control instaladas todas en la zona térmica, cuyas características son similares a las del RA-3. Los mecanismos se encuentran soportados en un puente sobre la superficie del reactor, el cual permite ubicarlas en cualquier posición. Este puente tiene un sector independiente en el que se apoya el sistema oscilador neumático cuyo prototipo está en el presente siendo ensayado con éxito.

La instrumentación de éste reactor no difiere fundamentalmente de los ya descritos. Consta de un canal de "arranque" compuesto por dos contadores de BF_3 con amplificadores de pulso de respuesta logarítmica con medición de período uno y de respuesta lineal el otro. El canal de "marcha" está constituido por tres cámaras de ionización compensadas, una de ellas con amplificador c.c. de respuesta logarítmica y

medición de período, y las restantes con amplificadores de respuesta lineal. El monitoraje de área incluye un contador BF_3 en la boca del tanque postizo, y estaciones geiger distribuidas. Una lógica de seguridad completa se asocia a éstas medidas y las convencionales de importancia como ser temperatura y presencia de agua en la zona rápida.

4. Problemas de Operación y Mantenimiento.-

El desarrollo de los reactores de investigación en la Argentina vino acompañado, como es necesario, del desarrollo paralelo de sectores de apoyo sin los cuales hubiera sido imposible alcanzar el estado actual, así como también un crecimiento de la demanda de su utilización que brinda un factor de presión también necesario para alcanzar un progreso efectivo en cada disciplina.

Comprometer un reactor como el RA-3 para operar cumpliendo con las necesidades de abastecimiento local de radioisótopos y simultáneamente utilizarlo como reactor de investigación requiere asegurar la solución de los siguientes problemas:

4.1 Abastecimiento de Combustible.-

Visto por el operador de un reactor en Argentina, el problema se limita a prever el consumo del mismo con la debida anticipación, para dar tiempo a su fabricación. Esto se debe a que, desde la construcción del primer reactor tipo Argonauta, el combustible fue desarrollado y construí-