

08.64.07

C.N.E.A. Biblioteca	
ARCHIVO PUBLICACIONES	
Nº 1	AÑO 1964

COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA
GERENCIA DE ENERGIA

EL ROL DE LOS CALCULOS NEUTRONICOS EN LA
TERPRETACION DE RESULTADOS EXPERIMENTALES
UN PROGRAMA DE REACTORES
Ing^o.Roberto B.SOLANILLA

PROGRAMA DE REACTORES

EL ROL DE LOS CALCULOS NEUTRONICOS EN LA IN
TERPRETACION DE RESULTADOS EXPERIMENTALES EN

UN PROGRAMA DE REACTORES

Ing^o.Roberto B.SOLANILLA

I N T R O D U C C I O N

La función más importante asignada a los métodos de computación de pilas nucleares es, como se sabe, la de prever sus características fundamentales de funcionamiento, es decir: distribución de potencia (o de flujos), balance neutrónico (Kefec.), efecto de elementos absorbentes (barras de control) y variación de la composición isotópica de los elementos combustibles durante la operación.

En el grupo de reactores de la C.N.E.A., desde 1957 los esfuerzos se encaminan a la búsqueda de modelos para el cómputo de sistemas hidrogenados con combustible enriquecido en U-235 que cumplan simultáneamente dos objetivos:

- 1º - Simples y accesibles a las facilidades de computación que se disponen en el país (computadoras digitales con poca capacidad de memoria y moderadamente veloces: Mercury Ferranti).
- 2º - Correlación aceptable con los resultados experimentales disponibles sobre un gran rango de moderación, geometría y enriquecimiento en U-235 (en general suministrados por laboratorios extranjeros).

Los objetivos fijados pueden ser contradictorios. En efecto, en la medida que se profundiza en la comprensión de la física del neutrón en una pila desde un punto de vista teórico (métodos más precisos a partir de mejores aproximaciones de la teoría del transporte y con datos nucleares más exactos) y experimental (técnicas experimentales más poderosas), la utilización de computadoras digitales a gran memoria y veloces se hace imprescindible. No obstante, la elaboración de formularios prácticos comprensibles, aunque no muy exactas, que reproduzcan los valores experimentales del tipo integral (condición crítica, laplaciana, excesos de reactividad, etc.) de conjuntos críticos y exponenciales con geometrías simples y reticulados regulares sin perturbaciones locales, dentro de rangos relativamente amplios de experimentación, es un procedimiento que aparece compatible con los objetivos mencionados. Nuestras actividades están precisamente dirigidas en esa dirección a fin de elaborar formularios que permitan la extrapolación a experimentos fuera del rango de correlación con cierto grado de seguridad.

La posibilidad de disponer de un conjunto crítico que reproduzca con gran versatilidad, las características geométricas y nucleares del núcleo del reactor de experimentación y producción (R.A.E.I.) actualmente en la etapa de construcción, permitirá a nuestras actividades orientarlas a la opti-

///mización final del núcleo del R.A.E.P. y predicción de sus características fundamentales de funcionamiento.-

La primera parte de este informe describe la evolución de los métodos de cálculo de criticidad y distribución de flujos utilizados en la C.N.E.A.; la segunda se refiere al cálculo de la efectividad de barras de control, y finalmente en la tercera se mencionan los estudios en vías de realización y aquellos a realizarse en el futuro.

--00--00--00--00--

CRITICIDAD Y DISTRIBUCION DE FLUJOS

El procedimiento adoptado en el cálculo de la condición crítica y distribución de flujos es el basado en la teoría a dos grupos de neutrones:

1 Grupo Térmico

1 Grupo Rápido

En este tipo de cálculo es necesario separar dos procesos:

- 1º - Determinación de las constantes neutrónicas de los grupos.
- 2º - Búsqueda de las condiciones críticas (o de los excesos de reactividad) y de la distribución de flujo correspondientes.

Los primeros cálculos efectuados se refirieron a un reactor tipo Argonaut, con núcleo anular de chapas de uranio enriquecido al 20% en U-235 envainadas en aluminio, moderado a agua y grafito y reflejado lateralmente con reflector de grafito y axialmente por agua liviana. Se adoptó la hipótesis de homogeneización y se supuso el producto del factor de fisión rápida por la probabilidad de escape de la resonancia (β), en la fórmula de los cuatro factores, igual a la unidad.

La resolución de las ecuaciones de difusión a dos grupos de neutrones con la fuente para el grupo rápido que excluye las resonancias del U-238 (ecuaciones del Glasstone y Edlung) con las condiciones de continuidad del flujo y corriente en las interfases, conduce a un determinante cuya anulación permite la compatibilidad del sistema (condición crítica) y por tanto la búsqueda de los coeficientes de los flujos. Debido a que en ese tiempo se carecía de computadoras electrónicas, los cálculos para la anulación del determinante (de 4×4) se hacían mediante una máquina de escritorio, resultando así un procedimiento largo y tedioso, poco flexible y sujeto a la posibilidad de errores no fácilmente detectables.(1)

La puesta a crítico de un conjunto experimental (R.A.2.5.) con elementos combustibles de óxido de uranio (20 % de enriquecimiento) de forma cilíndrica, ubicados en los vértices de un reticulado de formas geométricas simples (rómica, cuadrada o rectangular), moderado por agua liviana y reflejado lateralmente por grafito, que se llevó a cabo en la C.N.E.A. a mediados del año 1959, requirió un procedimiento más rápido para el cálculo de la condición crítica como así también de un formulario mejorado para la determinación de las constantes

///neutrónicas. Esta condición nos llevó al empleo del método de condiciones efectivas de contorno (expuesto por Galanin) para la determinación de dimensiones críticas, el cual es más flexible y simple que el método mencionado anteriormente (pero a costa de su inexactitud para sistemas pequeños y a la imposibilidad de computar distribuciones de flujos); y al empleo de un formulario de cálculo de constantes neutrónicas que incluía: endurecimiento del espectro Maxwelliano de neutrones térmicos, heterogeneidad y geometría del reticulado en el cálculo del grupo térmico así como secciones eficaces del grupo rápido mejoradas y diferentes modelos de moderación de neutrones en sistemas hidrogenados.

La comparación entre el valor calculado y el medido de laplaciana para un reticulado exagonal de 1,6 cms. de distancia entre centros, con elementos combustibles de radio interno 0,375 cm. envainadas en aluminio (0,1 cm de espesor), no presentaba mucha dispersión:

$$B^2 \text{ exp.} = 132.2 = 4.6 \cdot 10^{-4} \text{ cm}^2.$$

$$B^2 \text{ calc.} = 129.0 \times 10^{-4} \text{ cm}^2.$$

No así el radio crítico, que presentaba dispersiones importantes atribuibles a la geometría deficiente de que se disponía entre el reticulado y el reflector de grafito lateral en el experimento, y a incertidumbres en el método de cálculo utilizado. (2;3).

La forma característica que presenta el espectro de neutrones en los sistemas hidrogenados exige, como es sabido, tratamientos a más de dos grupos de neutrones. El grupo térmico debe ser tratado de tal forma que los corrimientos de espectro térmicos como así también la dependencia con la heterogeneidad del reticulado sean considerados. En el grupo rápido es necesario separar un subgrupo que incluya las resonancias del U-238 y fisiones epitérmicas del U-235; otro que contenga las fisiones rápidas del U-238 y finalmente un tercero que sea el enlace entre el primero y el segundo.

Esta es la división para el modelo a cuatro grupos de difusión usualmente adoptada que permite definir secciones eficaces independientes del escape de neutrones rápidos. (4)

El cálculo de la moderación se hace separando la distribución espacial de la distribución de energía. Para esta última se supone medio infinito con escape proporcional a una única laplaciana (es decir con distancia de extrapolación independiente de la energía) y se resuelven las ecuaciones de la moderación con la aproximación P-3 de transporte.

///

Conocido el espectro en energía se pasa a la definición de las constantes de los tres grupos rápidos promediadas sobre este espectro, para ser empleadas en un cálculo espacial. El grupo térmico es estudiado empleando el modelo Wigner-Wilking de termalización, suponiendo que el neutrón intercambia energía solamente con el átomo de hidrógeno (supuesto como gas monoatómico de masa 1). La unión del hidrógeno con el oxígeno de la molécula de agua es considerada en la definición del coeficiente de difusión. El procedimiento expuesto aquí brevemente para la búsqueda del espectro de neutrones rápidos y térmicos y constantes neutrónicas promedias de cada grupo, es el utilizado en los códigos MUFT-SOFOCATE.

Ombrellaro, utilizando el código MUFT, y Amster el SOFOCATE, han presentado tablas de secciones eficaces microscópicas "efectivas" para varios isótopos, lo que permite un cálculo a cuatro grupos sin necesidad de recurrir a los códigos mencionados anteriormente (escritos para la IBM 704).(5)

Desde fines de 1964, el Instituto del Cálculo de la Universidad de Buenos Aires dispone de una computadora Mercury-Ferranti, la cual amplió las posibilidades de cálculo del grupo de reactores de la C.N.E.A., a pesar de tener siempre ciertas limitaciones, debido a que la capacidad de memoria de la máquina, y en menor medida su rapidez, no satisfacen plenamente los requerimientos de los problemas de diseño de reactores, en particular el empleo de una teoría a cuatro grupos de neutrones.

Todas las consideraciones apuntadas anteriormente nos han conducido finalmente a una teoría a dos grupos de neutrones modificada por fisiones epitermales en U-235 para el análisis de sistemas hidrogenados, con constantes neutrónicas, calculadas a partir del esquema a cuatro grupos de Ombrellaro-Amster, que se emplean en una primera aproximación:

- 1º - la heterogeneidad en el espectro de neutrones térmicos
- 2º - distorsión del espectro epitermal por las resonancias del U-238
- 3º - escape de neutrones rápidos.

La integral de resonancia de U-238 es calculada por la fórmula que se deduce del cómputo de la captura efectiva de resonancia (6). El formulario de cálculo que así se obtiene fué programado en autocode para la Mercury-Ferranti, lo cual ha permitido la correlación experimental con un gran conjunto de experiencias críticas e exponenciales a agua liviana de variado ~~range de moderación, composición de materiales y geometrías~~ (78)

La resolución espacial de las ecuaciones de difusión a dos grupos se realiza empleando los códigos disponibles para Mercury-Ferranti (9,10) como así también el desarrollado en la C.N.E.A. para geometría cilíndrica totalmente reflejada empleando la técnica de iteración en la laplaciana (11).

La comparación de los resultados obtenidos empleando diferentes códigos con las ventajas de cada uno de ellos puede consultarse en la referencia (12).

El flujo térmico calculado en puntos cercanos a interfaces de medios de distintas características neutrónicas presenta dispersiones respecto a los valores experimentales. Estas aumentan cuando las características neutrónicas de los medios adyacentes son muy diferentes (por ejemplo : núcleo moderado a agua liviana-reflector de grafito, en donde el libre camino medio térmico en el primer medio es aproximadamente 10 veces más pequeño que en el segundo) como es el caso de la maqueta del RA-1 en estudio (RA-0). Estas dispersiones son atribuidas fundamentalmente al cálculo deficiente de las constantes neutrónicas térmicas en zonas cercanas a la interfase pues el método utilizado no considera la dependencia espacial del espectro de neutrones, importante en dichas zonas.

A título indicativo, para una lámina de 1/2 cm de mezcla de agua aluminio con una relación de volúmenes de 0.5 dispuesta en las interfaces del núcleo del RA-0 el cálculo acusa una disminución en reactividad en 1.8 % respecto a una lámina de espesor cero y con una distribución de flujo térmico sensiblemente modificada (13).

EFFECTIVIDAD DE LOS ELEMENTOS DE CONTROL

Para su tratamiento, es usual modificar, para la celda donde se encuentra el elemento de control (celda de control) las constantes de difusión, definidas por el esquema de cuatro grupos de Ombrellaro-Amster, a fin de considerar las absorciones de los materiales constitutivos de los elementos de control.

Ya que estos materiales son en general transparentes a los neutrones de alta energía, es razonable suponer que las constantes de difusión para los dos primeros grupos rápidos son alteradas solamente por las fracciones volumétricas diferentes de la celda de control respecto a la standard (sin elemento de control). A baja energía las absorciones son grandes, de forma tal que la aproximación de difusión deja de ser válida.

El tratamiento para estas energías consiste en reemplazar el elemento de control por condiciones de contorno efectivas determinadas con una aproximación mayor que la de difusión. Además, la importancia de las absorciones epitermales exige modificar el espectro de neutrones epitérmicos (14).

////

Suponiendo que en el medio contiguo al elemento de control es válida la teoría de difusión, y computando sus absorciones térmicas y epitérmicas con la aproximación de transporte en la C.N.E.A. se está desarrollando un método de cálculo de la efectividad de elementos de control, que con la ayuda del código de Hassit (10), permite el cómputo de su antireactividad en función de las propiedades nucleares del material del que está construída, y de su geometría y posición dentro del núcleo.

En un primer paso se han ignorado las características de termalización del medio contiguo al elemento de control, como así también la dependencia espacial de la distribución de neutrones en equilibrio térmico, computando el espectro de neutrones térmicos con el formulismo Wescott.

Los primeros cálculos para membranas delgadas de Cadmio y Oro, que atraviesan un núcleo de 15 cm x 78,7 cm x 102,2 cm altamente enriquecido moderado con agua liviana, indican estimaciones aceptables con respecto a las antireactividades experimentales asociadas. No se dispone hasta el momento de las distribuciones de flujo calculadas, no obstante se prevé que el método utilizado muestra dispersiones entre el flujo calculado y el experimental en zonas cercanas a las membranas absorbentes (15).

-0-0-0-0-0-0-0-

El desarrollo de la investigación en la física del reactor que presentan otros países, muestra que son tres los tipos de experimentos necesarios para el diseño de reactores nucleares:

1º - Experimentos integrales

2º - Experimentos diferenciales

3º - Experimentos "Mockup" o reactor de potencia cero.

- 1º) - Estos experimentos, realizados en conjuntos críticos o exponenciales con reticulados regulares sin perturbaciones locales, con geometría simple bien definida, tienen el objetivo de poner a punto los métodos de computación, más o menos perfeccionados según el caso, de laplaciana material distribución de potencia para conjuntos con una o más regiones reactivas o con trampas de neutrones, coeficiente de reactividad de temperatura y vacío, antireactividades de elementos absorbente de geometría simple, etc.etc.-
- 2º) - Esta denominación se refiere a experimentos que conducen a una mayor comprensión de la física del neutrón como así también a aquellos que suministran información sobre los datos nucleares. La determinación de los parámetros de reticulados, distribución fina e hiperfina de la densidad de neutrones térmicos, distribución en energía de neutrones en equilibrio térmico, distribución en energía de neutrones dentro del rango del espectro de fisión, dependencia espacial del espectro de neutrones térmicos, etc., como así también la determinación de secciones eficaces función de la energía o promediadas, integral de resonancia y efecto Doppler etc., son algunos de los experimentos que se pueden citar en esta categoría.
- 3º) - Las características que presentan los diseños reales de los núcleos de los reactores, exigen experimentos especiales que reproduzcan la situación real pero a potencia cero, los cuales presentan en general geometría complejas y zonas perturbadas.

La posibilidad de que el grupo de Física Experimental de Reactores cuente con mayores posibilidades de experimentación y cubra así los tres tipos de experimentos señalados, abre perspectivas promisorias al desarrollo de modelos de computación,

///

///los cuales aumentaran los rangos de correlación como así también la seguridad en experimentos fuera de ese rango, y permitirá, como objetivo inmediato, la optimización del núcleo del R.A.E.B.

Los estudios en vías de realización y futuros, orientados a conjuntos moderados a agua liviana, compatibles con nuestras posibilidades, pueden ser enumerados como sigue:

A) - MEJORA DEL ESQUEMA DE CALCULO DE LA LAPLACIANA MATERIAL

Con las mismas bases adoptadas para el cálculo de las constantes de difusión para el modelo a cuatro grupos o dos grupos modificado de difusión (programado en autocode para Mercury Ferranti), es posible introducir algunas variantes, las cuales permitirán disminuir las diferencias entre laplaciana material calculada y la medida.

A-1) EFECTO DE HETEROGENEIDAD EN LA FISION RAPIDA

Es común en los cálculos de difusión de los neutrones rápidos adoptar la hipótesis de homogeneización, sin embargo cuando se desea aumentar la predicción de la laplaciana se hace necesario considerar el efecto de "lump" o de heterogeneidad (16). Adoptando aproximaciones simples para el efecto de blindaje ("self shielding") es posible tratar este efecto sin introducir mayores complicaciones en el esquema de cálculo.

A-2) DATOS NUCLEARES

Actualmente se dispone de una información más completa y revisada de las secciones eficaces en función de la energía que la utilizada para la confección de las tablas de Amster y Ombrellaro utilizando los códigos SOFOCATE Y MUFT respectivamente (17).

A-3) GRUPO EPITERMAL

Para los sistemas submoderados Hicks (17) ha aconsejado ultimamente cambiar el tratamiento para el grupo epitermal consiguiéndose así tener presente en las fisiones epitermales del U-235 la deformación del espectro epitermal, y tratar más correctamente la transferencia del grupo.

A-4) ABSORCION EFECTIVA DEL GRUPO EPITERMICO

En el esquema que se adoptaba se introducía una absorción suplementaria a fin de compensar la subestimación del efecto "Dancoff" tratada con la aproximación Bell. Sin embargo, si se quiere aumentar la consistencia del esquema del cálculo será necesario omitirla y al mismo tiempo mejorar el tratamiento del efecto Dancoff.

///Una expresión empírica de este efecto se ha obtenido a partir de resultados disponibles basados en técnicas de computación más poderosas (método de Monte Carlo) (16).

A-5) CRITERIO DE HOMOGENEIZACION DEL COEFICIENTE DE DIFUSION

Benoist, (18), partiendo de expresiones exactas, ha encontrado un criterio para la búsqueda del coeficiente de difusión en sistemas heterogéneos. Adoptando ciertas simplificaciones para la probabilidad de colisión en reticulados, es posible introducir esta nueva definición ("D-Benoist") la cual comprende la definición para medios homogéneos y permite evaluar más correctamente el término de escape de los neutrones.

A-6) ESTRUCTURA FINA

Es usual encontrar en los diseños de los núcleos espacios de agua entre las cajas o elementos combustibles. El tratamiento del relevamiento de flujo en esos canales aparece con un problema de importancia como para ser considerado (Ver C). Una primera estimación, válida al menos para el cálculo de efectos globales, (excesos de reactividad) puede ser cumplida a partir de la teoría de difusión con un grupo, y fuente proporcional a la transferencia del grupo epitérmico.

A-7) CELDA DE CONTROL

Tratando el elemento de control como un veneno homogéneo que reproduzca la absorción efectiva real es posible definir constantes para la celda de control (con las hipótesis señaladas anteriormente en "efectividad de elementos de control"), que permitirán introducir la consideración de dichas celdas en el cálculo.

A-8) FLEXIBILIDAD

El objetivo de disponer de un esquema flexible que permita el cálculo para diferentes geometrías (barras plenas, cajas con chapas, etc.) y situaciones diferentes (caja con elementos de control, combustible con productos de fisión, combustible a bajo y alto enriquecimiento en U-235, distinto grado de moderación, moderación a agua pesada, etc.), puede cumplirse sin aumentar apreciablemente el tiempo de uso de la computadora.

La bondad de las modificaciones introducidas serán finalmente justificadas en la correlación experimental con las experiencias disponibles (la cual comprenderá conjuntos con combustibles ligeramente enriquecido y altamente enriquecido, éstos últimos provistos por los laboratorios de la C.N.E.A.).

B) VARIACION DE LA COMPOSICION ISOTOPICA

En los reactores a baja potencia moderados a agua liviana y con combustible altamente enriquecido, aparece la necesidad de prever la vida del núcleo. En este caso, el quemado del combustible es el de U-235 solamente.

La búsqueda del envenenamiento y antireactividades asociadas no presenta problemas mayores en la medida que la formación y quemado del Pu-239 es despreciable.

Actualmente, se dispone de un programa que estudia la variación isotópica en el tiempo con un grupo de neutrones, el cual, junto con el programa señalado en A) podrá responder sobre la vida del núcleo.

Se prevé aumentar el grado de aproximación en la solución de las ecuaciones de "burn-up" adoptando acá también el esquema de algunos grupos de difusión (2 o 4).

C) DISTRIBUCION DE NEUTRONES EN ENERGIA

C-a) - Rango Térmico

Los últimos estudios encontrados en la bibliografía especializada como así también lo observado en la referencia (13), muestran la actualidad del tema. En efecto, cuando el énfasis se acentúa en las distribuciones finas e hiperfinas aparece la necesidad de adoptar modelos que tengan en cuenta no sólo la transferencia de energía de los neutrones en equilibrio con el moderador, sino también su dependencia espacial.

Las etapas previstas pueden ser enumeradas así:

C-a-1) - Espectro de neutrones sin dependencia espacial

El estudio del espectro de neutrones sin dependencia espacial, nos conduce a la elección de la ley de scattering o modelo de definición de la sección eficaz de transferencia, la cual depende de la naturaleza del moderador.

Este problema, actualmente en desarrollo en varios países (ver referencia 19), puede ser resuelto adoptando ciertas simplificaciones: Si se elige, para el agua liviana como moderador, el modelo de gas monoatómico, se encuentra que la distribución de neutrones tiene un "momento" no muy diferente que el correspondiente al modelo más exacto (modelo Nelkin, ver referencia 20), no obstante que la aproximación de gas monoatómico no tiene presente la unión de la molécula o efectos cristalin.

La bibliografía muestra también otro modelo (modelo Marchuk (19)) el cual no presenta dificultades mayores para ser adoptado a nuestras posibilidades de computación y tiene la ventaja de tener presente el efecto de unión y el cristalino.

Estos dos modelos servirán de base para la comparación con los resultados experimentales de la distribución de neutrones en energía para diferentes moderadores, juntamente, en otra etapa, con el modelo Horowitzs de gas pesado generalizado (19).

C-a-2) Dependencia Espacial

La dependencia espacial del espectro de neutrones térmicos es muy sensible al término de difusión. Es posible tenerlo en cuenta adoptando el modelo de Brown-St.Jhon para la aproximación P-1 y prescripción Radkosky para basado en el ajuste de parámetros que definen la sección eficaz total de dispersión del H ligado a la molécula de agua (o del D ligado a la molécula del agua pesada) de forma tal que concuerde con los valores experimentales. Para otros moderadores es posible adoptar el modelo Marchuk (para el grafito por ejemplo).

Cerca de elementos muy absorbentes es necesario aumentar el grado de exactitud del tratamiento de la dependencia espacial empleando aproximaciones superiores a la de la difusión (por ejemplo método IVON o DP-1) con condiciones de contorno efectivas sobre la superficie del elemento absorbente.

En esta etapa se prevee la correlación experimental de distribuciones de activaciones térmicas o de densidad de neutrones en medios cercanos a interfase, láminas de agua o regiones cercanas a elementos absorbentes, provistos por el grupo de física experimental en el conjunto crítico actualmente en construcción.

Finalmente, el método numérico que se utiliza para la solución de C-a-1 y C-a-2 es el propuesto por Goldsmith (21) esto es: muchos grupos para la termalización sin dependencia espacial y pocos grupos para la correspondiente a la parte espacial. Esta elección surgió de las posibilidades de computación de que se disponen.

C-b) Rango rápido

El estudio del efecto "Damage" como así también la optimización de núcleos para irradiación de isótopos (por ejemplo perturbación del espectro de neutrones rápidos por el volumen de agua de las guías de las placas de control cuando éstas están arriba, exigen el conocimiento del espectro en la región rápida mayor de 1 Mev.).

Actualmente se dispone de un código que resuelve el espectro de neutrones sin tener presente la dependencia espacial (método Rowland). La posibilidad de disponer de resultados experimentales del espectro de neutrones rápidos en zonas donde la difusión de neutrones rápidos sea relevante, conduce a mejorar el método de cálculo. La utilización de las ecuaciones de difusión con pocos grupos aparece un procedimiento aceptable, a ser desarrollado. Las mayores incertidumbres que se prevén en estos cálculos, son las debidas al desconocimiento actual de los datos nucleares.

D) - REACTORES DE POTENCIA: MODERADOR A AGUA PESADA.

La experiencia que posee este grupo para la confección de un plan de trabajo al respecto, es escasa. No obstante, el sentido común como así también la experiencia de otros países, aconsejaría seguir sus pasos que comienzan con un conjunto crítico exponencial, el cual permitirá ir acumulando experiencia en este problema. La primera etapa, esto es la confección de un esquema de cálculo preliminar para reticulados a agua pesada limpios y fríos, es posible de ser cumplida con más o menos exactitud (Ver A-8), pero la posterior, vinculada al estudio del quemado del combustible y optimización de núcleos, efecto de anisotropía por canales de gran difusión direccional, etc., aparecen como más serias exigiendo además de más personal y dedicación, experiencia acumulada en etapas anteriores.

N E C E S I D A D E S

El plan propuesto es audaz y sería irrealizable en la medida que el grupo "Neutrónica" (integrado actualmente por cuatro personas de la cual una se dedica exclusivamente a la programación), y de Física Experimental (actualmente tres personas con facilidad de experimentaciones escasísimas) no sean avalados por una política de apoyo y comprensión.

Entre las necesidades más inmediatas en personal se pueden citar:

- 1 Calculista
- 1 Neutronicista
- 1 Físico Teórico

Las especificaciones del trabajo a cumplir por cada uno de ellos serán las siguientes:

1 Calculista: Todo el cálculo numérico en máquinas de escritorio, el trazado de curvas y eventualmente la perforación de datos para la computadora digital.

1 Neutronicista: Un físico con conocimiento en la neutrónica (teoría de la economía de los neutrones en una pila) desde un punto de vista teórico y experimental que le permita llevar adelante el trabajo de correlación experimental y confección de esquemas de cálculos adaptados a nuestras necesidades y posibilidades.

1 Físico Teórico: En este caso nos referimos a un físico con gran formación teórica, la cual le facilitaría el desarrollo de nuevos métodos de cálculos. Al respecto es interesante citar la observación del Profesor Sher durante su estadía en Argentina sobre el vacío que encontraba al respecto.

Entre las necesidades en equipos y presupuesto se puede citar:

- 1 - Equipo de perforación de cintas de datos de entrada de la Mercury Ferranti.
- 2º Presupuesto para horas de máquinas en centros extranjeros.
- 1 - Equipo de perforación.

El contar con tal equipo agilizaría la tarea de perforación, corrección de cintas y lectura de resultados.

En efecto, actualmente deben emplearse las perforadoras del Instituto del Cálculo, lo cual significa ajustarse a los momentos en que estén libres y acrecentado este inconveniente por la distancia que media entre dicho Instituto y el Laboratorio de Constituyentes.

2º Hasta el momento no ha sido posible emplear la gran cantidad de códigos escritos para la computadora IBM 7090 (una de las más veloces y de gran memoria, no existentes todavía en el país), y por lo tanto ha sido necesario optar por esquemas más aproximados y repetir trabajos ya realizados. Esta dificultad se obviaría si se contase con un presupuesto que cubra una hora mensual de IBM 7090 (costo aproximado 800 dólares/hora).-

REFERENCIAS BIBLIOGRAFICAS

- 1 - F.ALSINA y otros A/Conf.10/1017 1958
- 2 - C.MATTEI - R.SOLANILLA "Cálculo de reticulados de agua liviana-uranio" Inf.interno s/publicar - 1959 -
- 3 - D.BOVISIO de RICABARRA y otros. Informe nº 18 -CNEA 1959-
- 4 - H. KOUTS y otros A/Conf.15/P/1841 -1958-
- 5 - D. HICKS AEEW -R 64 -1961-
- 6 - P.MOUGEY -R. SOLANILLA Rapport SPM nº 705 -1961-
- 7 - M.CALANDRIA-R.SOLANILLA "Método de Cálculo de Reactores Hidrogenados" Inf.interno en prensa.
- 8 - R.SOLANILLA "Coloquio experiencias críticas y exponenciales" SM 42/25 Amsterdam - 1963-
- 9 - A.AMOUYAL y otros Rapport C.E.A. nº 1398 -1960-
- 10 - A.HASSITT AEEW T/R 2486 -1958- y AERE T/R 2859 -1959-
- 11 - C.MATTEI y otros Proyecto RAEP Libro V C.N.E.A. -1962-
- 12 - E. PEZZONI "Análisis de las condiciones críticas para el núcleo del RAEP Programas en autocode para Mercury Ferranti empleados". Proyecto RAEP -libro V anexo (1963).-
- 13 - E.ELDER-R.SOLANILLA "Análisis experimental de configuraciones nucleares moderadas por agua liviana y reflejadas por grafito" Inf.interno -1963-
- 14 - R.HENRY WAPD 218 -1957-
- 15 - R.SOLANILLA "Efectividad de elementos de control y correlación experimental (en preparación).

///

- | | |
|-------------------------------|---|
| 16 - R.L.HELLENS y H.C.HONECK | Light Water Lattices -Technical
reports -Series nº 12- |
| 17 - D. HICKS | Light water lattices,Technical
reports Series nº 12 |
| 18 - P.BENOIST | CEA |
| 19 - BNL 5826 (1961) | |
| 20 - H.C. HONECK | Light water lattices - Techni-
cal reports series nº 12. |
| 21 - GOLDSMITH | N.S and Eng. |

-.--.-000--.-.-.-