

" DISEÑO DE UN REACTOR DE INVESTIGACION
DE PRUEBAS MULTIPLES "

ALONSO A. SANCHEZ RIOS.*
EDUARDO SAINZ MEJIA
RAMON RAMIREZ SANCHEZ
MARCO A. LUCATERO

Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares.
Sierra Mojada 447 - 2o. Piso.
11010, México, D. F.

* También en: Instituto Politécnico Nacional.
Departamento de Ing. Nuclear (E.S.F.M.)
Edificio 6; Unidad Prof. Zacatenco
07738, México, D. F.

DESIGN OF A MULTIPURPOSE RESEARCH REACTOR

Alonso A. Sanchez Rios[*]
Eduardo Sainz Mejia
Ramon Ramirez Sanchez
Marco A. Lucatero

National Nuclear Research Institute (ININ)
Sierra Mojada 447 - Floor 2
11010, Mexico, F.D.

[*] Also at: National Polytechnic Institute
Nuclear Engineering Department
(Higher School of Physics and
Mathematics)
Building 6, Unit Prof. Zacatenco
07738, Mexico, F.D.

ABSTRACT

The availability of a research reactor is essential in any endeavour to improve the execution of a nuclear programme, since it is a very versatile tool which can make a decisive contribution to a country's scientific and technological development. Because of their design, however, many existing research reactors are poorly adapted to certain uses. In some nuclear research centres, especially in the advanced countries, changes have been made in the original designs or new research reactor prototypes have been designed for specific purposes. These modifications have proven very costly and therefore beyond the reach of developing countries. For this reason, what the research institutes in such countries need is a single sufficiently versatile nuclear plant capable of meeting the requirements of a nuclear research programme at a reasonable cost. This is precisely what a multipurpose reactor does.

The Mexican National Nuclear Research Institute (ININ) plans to design and build a multipurpose research reactor capable at the same time of being used for the development of reactor design skills and for testing nuclear materials and fuels, for radioisotope production, for nuclear power studies and basic scientific research, for specialized training, and so on.

For this design work on the ININ Multipurpose Research Reactor, collaborative relations have been established with various international organizations possessing experience in nuclear reactor design: Atomehnergoeksport of the USSR; Atomic Energy of Canada Limited (AECL); General Atomics (GA) of the USA; and Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI).

"DISEÑO DE UN REACTOR DE USOS MÚLTIPLES".

RESUMEN.

La disponibilidad de un reactor de investigación es una parte esencial para un mejor desempeño de un programa nuclear, dado que es una herramienta muy versátil que puede contribuir en forma determinante en el desarrollo científico y tecnológico de un país. Sin embargo, muchos reactores de investigación existentes son poco satisfactorios para algunas aplicaciones, debido a su diseño. En algunos centros de investigación nuclear, especialmente en países desarrollados, se han realizado cambios en los diseños originales o bien, se han diseñado nuevos prototipos de reactores de investigación para fines específicos. Estas opciones han resultado muy costosas, por lo que están fuera del alcance de países en desarrollo. Por lo tanto, lo que los Institutos de Investigación en estos países necesitan, es una sola instalación nuclear suficientemente flexible, que permita satisfacer las necesidades de un programa de investigación nuclear a un costo razonable^[1]. Este es el caso de un Reactor de Usos Múltiples.

En el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ) de México se ha pensado diseñar y construir un Reactor de Investigación de Usos Múltiples, que al mismo tiempo sirva para desarrollar la capacidad técnica y humana en el diseño de reactores y permita realizar pruebas de materiales y combustibles nucleares, producción de radioisótopos, investigaciones en energía nuclear y ciencias básicas, capacitación de personal especializado, etc. ^[2].

Para la realización del diseño del Reactor de Usos Múltiples del ININ se han establecido relaciones de colaboración con diferentes organizaciones internacionales con experiencia en el diseño de reactores nucleares, como son: Atomenergoexport, de la Unión Soviética; Atomic Energy of Canada Limited (AECL), de Canadá; General Atomics (GA), de Estados Unidos; y Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI), de Japón.

1. OBJETIVOS DEL PROYECTO.

Corresponde al Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ), desarrollar en México la capacidad técnica para diseñar y construir un Reactor de Usos Múltiples, que complemente los recursos disponibles y amplíe las bases para desarrollar las aplicaciones de la energía nuclear en el país.

Por esta razón, en el ININ existe un proyecto, cuyo objetivo es diseñar y construir un Reactor de Investigación de Usos Múltiples que permita al Instituto desarrollar la infraestructura técnica y humana necesaria para participar de manera más eficiente en los servicios y tecnología, requeridos por un futuro programa nucleoelectrónico nacional.

El Reactor de Usos Múltiples deberá ser una instalación nueva del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, construida en el Centro Nuclear de México conforme a las normas y medidas de seguridad vigentes, para funcionar paralelamente a la operación del reactor nuclear TRIGA Mark III, en uso desde 1968 [2].

Con el trabajo de diseño de un reactor de este tipo, se pretende ampliar la experiencia existente en el ININ en las áreas de:

- a) Física de reactores, mediante el cálculo neutrónico del núcleo.
- b) Termohidráulica, al realizar el cálculo de los circuitos de enfriamiento tanto del núcleo, como de los circuitos de experimentación con que estará provisto el reactor.
- c) Seguridad y control del reactor, mediante el conocimiento de las filosofías utilizadas en varios países para garantizar la operación segura del reactor, así como el tipo de instrumentación que se utiliza para la operación y control del mismo.
- d) Cálculos de blindajes, al diseñar el blindaje requerido por el reactor.

2. ETAPAS DEL PROYECTO [3].

Para el desarrollo de este proyecto, se ha dividido el mismo en las siguientes etapas:

- 2.1 Estudio Preliminar. En el cual se determinaron las principales aplicaciones que tendría un Reactor de Usos Múltiples, así como algunos de los requerimientos del mismo.
- 2.2 Diseño conceptual. En el cual se identifica el tipo de reactor que mejor se adapte a las necesidades del ININ y se fijan las bases de diseño del reactor de usos múltiples seleccionado.
- 2.3 Diseño básico. Durante el cual, una vez definido el tipo de reactor y aprobado el concepto por el Organismo Regulador mexicano, se empezarán a generar los planos de construcción y los documentos de diseño.
- 2.4 Ingeniería de detalle. En esta etapa se especifican todas las dimensiones y materiales de todos los equipos y componentes de los sistemas.
- 2.5 Desarrollo de la construcción. Etapa durante la cual se lleva a cabo la ejecución de la obra civil y montaje de equipos y componentes.

3. ESTUDIO PRELIMINAR [2].

Esta primera etapa del proyecto se desarrolló con la ayuda de especialistas de la Unión Soviética mediante un acuerdo de cooperación con la compañía ATOMENERGOEXPORT que permitió que cinco especialistas de varios Institutos de investigación y una traductora vinieran a México para colaborar con personal del ININ para la realización del "Estudio Preliminar" del Reactor de Usos Múltiples.

Antes del arribo de los especialistas soviéticos y durante su estancia en México se realizaron consultas con los diferentes grupos de investigación del ININ con el objeto de determinar las necesidades y los requerimientos que deberá tener un Reactor de Usos Múltiples para México.

Durante esta etapa, que duro seis semanas se determinaron las aplicaciones del reactor, los requerimientos de los canales experimentales, los parámetros neutrónicos y físicos, así como los parámetros termohidráulicos del reactor propuesto.

También se hizo una revisión de los diferentes sistemas del reactor que deberán ser considerados durante las siguientes etapas del diseño y se recopilaron datos sobre el posible sitio de emplazamiento y de los radioisótopos de mayor consumo en el país que pueden ser producidos en el mismo.

En las tablas I, II y III se muestran algunas de las características técnicas del Reactor de Usos Múltiples propuesto.

4. DISEÑO CONCEPTUAL [4].

Para realizar el diseño conceptual, se obtuvo la colaboración de la compañía Atomic Energy of Canada Limited (AECL) de Canadá, mediante un convenio de colaboración conjunta por el cual, un grupo de especialistas mexicanos estuvo trabajando con especialistas canadienses de la Unidad de Tecnología de Reactores Pequeños de los Laboratorios Nucleares de White Shell en Pinawa, Manitoba, Canadá, para realizar los cálculos neutrónicos, termohidráulicos y blindaje del reactor, así como para revisar la filosofía de seguridad empleada en este tipo de reactores.

Este trabajo se desarrolló durante un periodo de nueve meses, culminándose con un reporte conjunto de los resultados obtenidos, algunos de los cuales se mencionan enseguida de manera somera.

TABLA I
PARAMETROS NEUTRONICOS Y FISICOS

No.	PARAMETROS	CONFIGURACIONES DEL NUCLEO. ^a		
		1 Fig.1	2 Fig.2	3 Fig.3
1	Potencia del reactor (MW)	19	20.9	19.4
2	Número de ensambles combustibles de seis tubos IRT-3M en el núcleo	24	28	26
3	Contenido de U-235 en el núcleo al colocar ensambles combustibles nuevos (Kg).	7.42	8.65	8.0
4	Volumen del núcleo, l.	71.2	83	77
5	Número de canales experimentales de diámetro hasta 68mm. en el núcleo.	6		10
6	Reactividad máxima posible, (% $\Delta k/k$)	19.6	23	18
7	Efectividad total de las barras de compensación de reactividad (% $\Delta k/k$)	13.3	(12-13)	(12-13)
8	Factor pico de potencia, en sección transversal de núcleo.			
	- Con las barras de compensación de reactividad retiradas	1.49	-	-
	- Con las barras de compensación de reactividad insertadas	1.69	1.8	1.8
9	Densidad máxima del flujo de neutrones $\times 10^{-14}$ n/cm ² -s (Con todas las barras de compensación de reactividad insertadas)			
	- En el canal experimental de 28 mm de diámetro, colocado coaxialmente en ensamble combustible (CE)			
	+ Térmicos (E<0.625 eV)	1.5		
	+ Rápidos (E>0.821 MeV)	2.0		
	- En el CE de diámetro hasta 68 mm colocado en lugar del ensamble combustible.			
	+ Térmicos (E<0.625 eV)	1.65		
	+ Rápidos (E>0.821 MeV)	1.7		
	- Térmicos en el reflector de Be.	3.0		

^a Las fig. 1, 2 y 3 verlas en el Anexo 1.

TABLA II
PARAMETROS TERMOHIDRAULICOS DEL REACTOR.

No.	PARAMETROS	CONFIGURACIONES DEL NUCLEO.*		
		1 Fig.1	2 Fig.2	3 Fig.3
1	Número de ensambles combustibles de 6 tubos en el núcleo	24	28	26
2	Superficie de transferencia de calor en el núcleo (m ²)	32.9	38.4	35.6
3	Factor pico de potencia en el núcleo - En la sección transversal (Ks) - En la dirección axial (Kz)	1.69 1.3	1.8 1.3	1.8 1.3
4	Altura de la columna de agua sobre el núcleo (m)	7	7	7
5	Presión del agua en la entrada al núcleo (bars)	1.4	1.4	1.4
6	Gradiente de presión en el núcleo (bars)	0.5	0.5	0.5
7	Velocidad promedio del agua en los espacios de los ensambles combustibles (m/s)	3.73	3.73	3.73
8	Gasto total de agua a través de los ensambles combustibles (m ³ /h)	900	1050	980
9	Gasto total de agua a través de los bloques de reflector (reemplazables y fijos)(m ³ /h)	1040	985	985
10	Gasto total de agua a través del reactor (m ³ /h)	2000	2100	2070
11	Temperatura del agua en la entrada a los ensambles combustibles (°C)	30/40	30/40	30/40
12	Temperatura del inicio de ebullición en subenfriamiento (°C)	124	124	124
13	Temperatura de la pared del elemento combustible (máxima) (°C)	98/99	98/99	98/99
14	Densidad máx. del flujo de calor (KW/m ²)	1196/1075	1196/1075	1198/1075
15	Potencia máx. permitida del reactor (MW)	19.1/17.2	20.9/18.9	19.4/17.5

* Las fig. 1, 2 y 3 véralas en el Anexo 1.

TABLA III

REQUERIMIENTOS DE LOS CANALES EXPERIMENTALES DEL RPM
INDISPENSABLES PARA LA REALIZACION DE INVESTIGACIONES Y TRABAJOS DE
APLICACION EN EL ININ.

INVESTIGACION Y APLICACIONES	NUMERO DE CANALES:		DIAME- TRO (mm)	FLUJOS (n/cm^2-s)		LONGI- TUD DEL CANAL (mm)
	VERTICALES NUCLEO REFLECTOR	HORIZON- TALES		RAPIDO	TERMICO	
1. Prueba de combustibles.	2		68	1.15×10^{13}	5.9×10^{13}	
2. Irradiación de materiales.	14	8	40	1.5×10^{14}		$1-5 \times 10^{12}$
3. Producción de radioisótopos.		41	25.4		1×10^{14}	254
4. Producción de molibdeno	1	1			1×10^{14}	300
5. Análisis por activación		1 con Cd 1 sin Cd			1×10^{13}	
6. Circuitos Experimentales	3		68			
7. Fuentes Frias			1	150		
8. Espectrometría de gammas Inmediatas			1	100		
9. Difracción de neutrones			2	100		
10. Neutrografía			1	100		
11. Física Nuclear			2	100		
12. Implantación de impurezas en silicio			1	150		

4.1 Análisis neutrónico.

Para analizar el comportamiento neutrónico, se tomó como modelo el núcleo de un reactor MAPLE de AECL y se analizaron básicamente dos alternativas para satisfacer los requerimientos planteados por el ININ. La primera alternativa consiste de dos reactores de 14 MW cada uno y la segunda consiste de un reactor de 25 MW. Las Fig. 1, 2 y 3 muestran las configuraciones del núcleo del reactor para estas alternativas.

En la Fig. 1 se muestra una configuración del núcleo, en la cual están contemplados dos canales para prueba de materiales y uno para prueba de combustibles, designados como MT y FT respectivamente.

La Fig. 2 muestra otra configuración del núcleo, la cual contiene: una posición para producción del Molibdeno-99, una posición para producción de Fluor-18, además de otras dos posiciones para prueba de materiales y prueba de combustibles, MT y FT respectivamente.

La Fig. 3 muestra la segunda alternativa, que es un solo reactor de 25 MW, la cual poseé todas las posibilidades de irradiación requeridas.

Para proceder al análisis neutrónico de estas dos configuraciones se utilizaron los programas de cómputo: WIMS-CRNL, MAPDDT y 3DDT, propiedad de AECL.

WIMS-CRNL.

Este programa obtiene los parámetros de celda utilizando la teoría de transporte de neutrones. Para ésto, utiliza una biblioteca de secciones eficaces microscópicas para 89 grupos de energías de los neutrones, obtenidas de la base de datos ENDF/B-V.

Alimentando al programa los datos de los materiales y características de una supercelda (ver figura 4), se calculan las secciones eficaces macroscópicas promedio correspondientes a la celda de interés homogeneizada para cada uno de los 32 grupos de neutrones. El programa, además calcula el quemado del combustible por ensamble.

Posteriormente los grupos de energía se colapsan de 32 a 5.

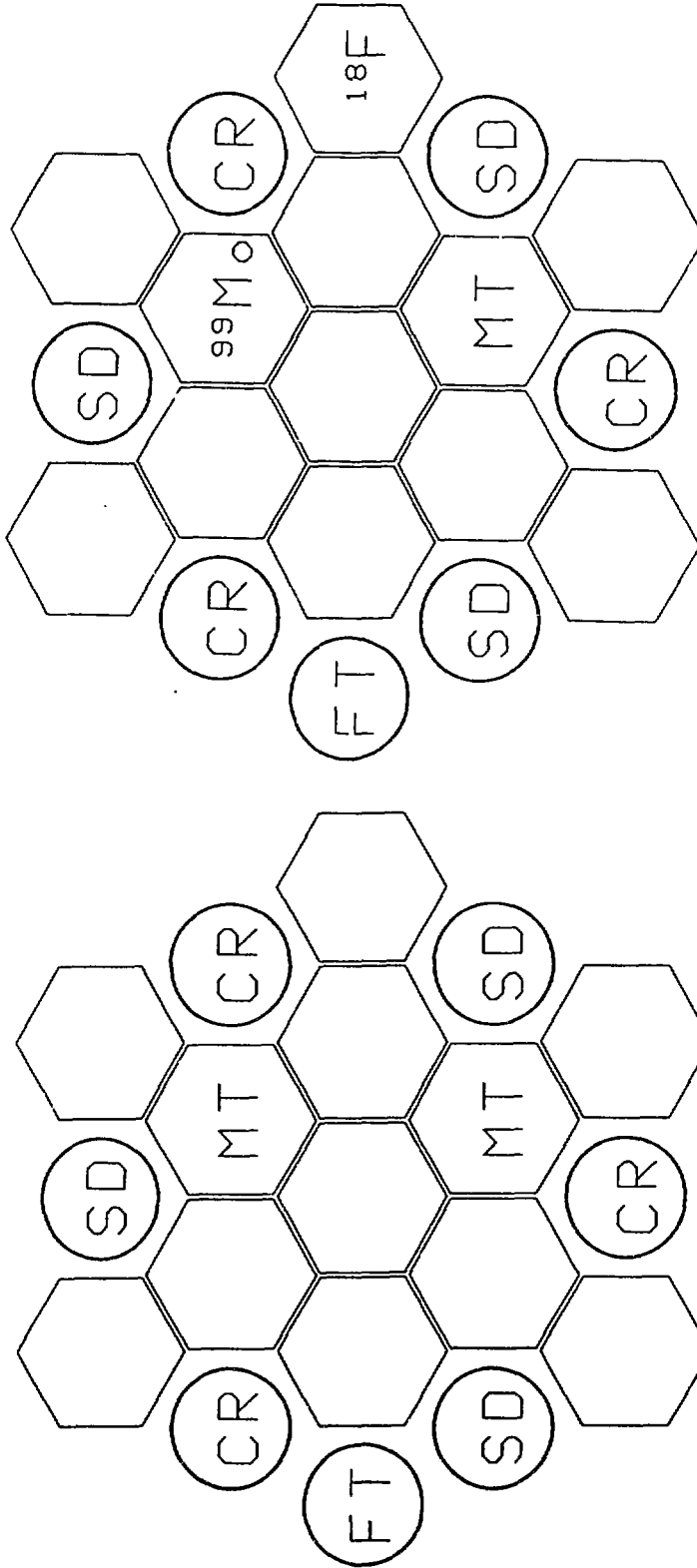


Fig. 1

Fig. 2

PRIMERA ALTERNATIVA CONSIDERADA.

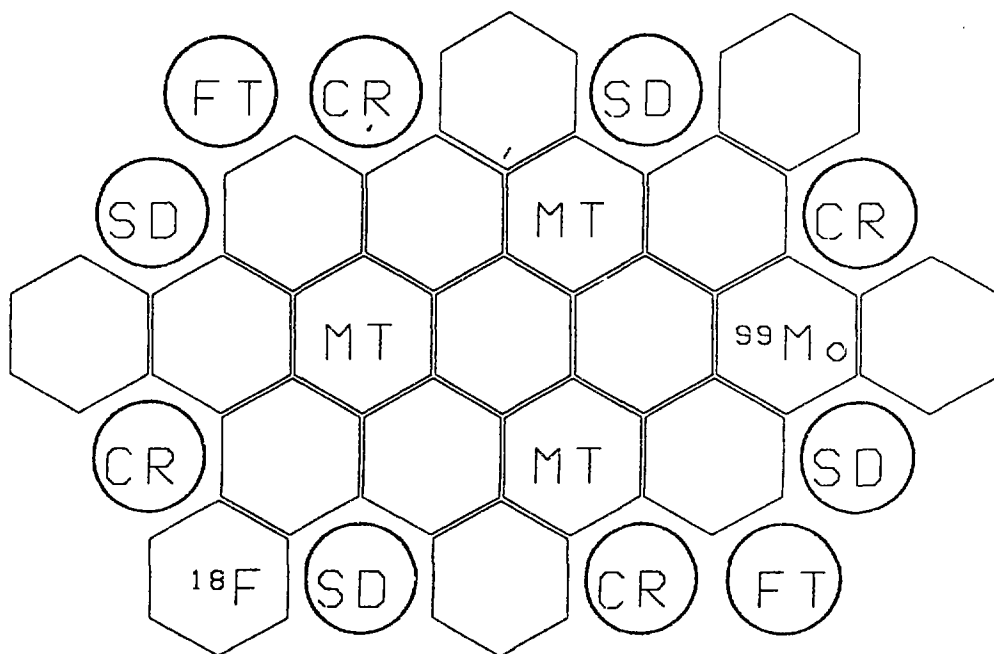
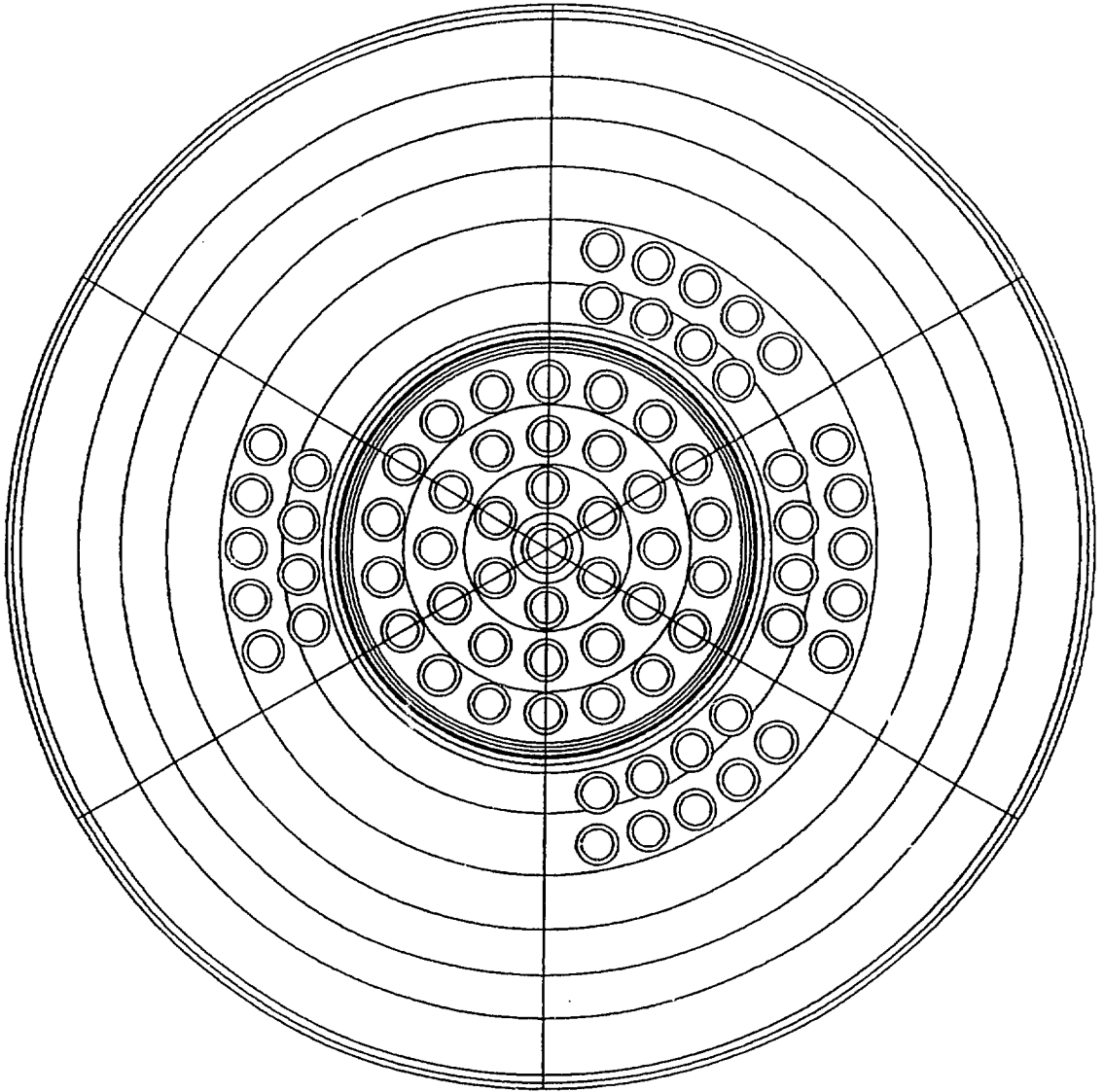


Fig. 3

SEGUNDA ALTERNATIVA CONSIDERADA.

Fig. 4



MODELO DE UNA SUPERCELDA PARA
EL WIMS-CRNL.

Fig. 5. Representación del Reactor de 14 MW con el código 3DDT

A1 D1 53.470 970.01 1790		A2 S112 99.617 802.41 2962		A3 D2 57.003 909.87 1679	
B1 C212 90.531 767.53 2834		B2 D3 66.006 1094.84 2021		B3 M0 0.000 255.88 472	
B4 C312 84.689 690.29 2548					
C1 FTI 146.697 384.42 709		C2 D4 58.047 1028.10 1898		C3 D5 66.191 1084.66 2002	
C4 D6 60.906 1006.08 1857		C5 F18 0.000 0.00 0			
D1 S212 88.610 753.65 2782		D2 D8 60.823 1042.90 1925		D3 MTI 0.000 0.00 0	
D4 S312 78.796 647.25 2390					
E1 D9 50.944 935.87 1727		E2 C112 88.992 744.15 2747		E3 D10 50.226 841.50 1553	

Fig. 6. Representación del Reactor de 25 MW con el código 3DDT

A0 FTI 134.075 336.00 420		A1 C112 112.751 964.58 3541		A2 D1 79.565 1334.05 2463		A3 S112 126.786 999.65 3691		A4 D2 44.736 1118.01 2064	
B0 S212 99.927 837.56 3092		B1 D3 76.609 1239.55 2288		B2 D4 80.581 1371.37 2531		B3 MT1 0.000 0.00 0		B4 D5 78.062 1303.30 2406	
B5 C212 114.784 878.08 3242									
C0 D6 55.858 978.77 1807		C1 D7 69.648 1148.22 2119		C2 MT2 0.000 0.00 0		C3 D8 81.994 1441.27 2661		C4 D9 40.962 1365.64 2521	
C5 M099 282.271 287.71 531		C6 D10 61.460 1040.12 1920							
D0 S112 94.105 794.70 2941		D1 D11 73.243 1292.04 2208		D2 D12 77.036 1223.97 2370		D3 MT3 0.000 0.00 0		D4 D13 70.900 1125.90 2189	
D5 S312 101.487 779.16 2877									
E0 F18 0.000 0.00 0		E1 S412 104.147 812.27 3222		E2 D14 89.497 117.47 2137		E3 C412 106.291 841.55 3107		E4 FTI1 44.636 288.85 370	

LEGEND FOR MAP
 TYPE MARK
 CHANNEL NAME
 POWER RATING (kw/m)
 POWER (kw)
 SURFUP (MWD/T)

MAPDDT.

Este programa sirve para preparar los datos de entrada al programa 3DDT.

3DDT.

Este programa representa el núcleo del reactor en una serie de celdas rectangulares en el plano X-Y (ver Fig. 5 y 6) y resuelve la ecuación de difusión de neutrones en tres dimensiones proporcionando la k_{eff} y la distribución del flujo de neutrones en cada celda en el plano.

La dirección axial queda representada por la superposición de estos planos.

En las tablas IV, V y VI se muestran estos resultados.

TABLA IV.

VALORES DE LA k_{eff} EN EL NUCLEO.

	OPCION 2 x 14 MW		OPCION 25 MW
	React. 1	React. 2	
<u>NUCLEO FRESCO</u>			
Sin experimentos	1.07014	1.05189	1.09085
Con experimentos	1.06474	1.06122	1.09135
<u>NUCLEO CON 4 DIAS DE QUEMADO</u>			
Con experimentos	1.01393	1.02273	1.03723

TABLA V

Position in Core	Group 1	ϕ ($n \cdot cm^{-2} \cdot s^{-1}$)		Group 4	Group 5
		Group 2	Group 3		
B3 (MT)*	5.33×10^{13}	5.16×10^{13}	5.05×10^{13}	1.29×10^{13}	2.21×10^{14}
C1 (FT)**	2.67×10^{13}	2.61×10^{13}	2.28×10^{13}	7.60×10^{12}	1.61×10^{14}
D3 (MT)	5.33×10^{13}	5.16×10^{13}	5.05×10^{13}	1.29×10^{13}	2.21×10^{14}
Position in Reflector					
Site Name					
SU31	2.84×10^{11}	4.41×10^{11}	1.26×10^{12}	3.74×10^{11}	3.70×10^{13}
SU21	3.93×10^{12}	5.33×10^{12}	9.22×10^{12}	2.63×10^{12}	8.89×10^{13}
SU22	3.85×10^{12}	5.23×10^{12}	9.08×10^{12}	2.59×10^{12}	8.88×10^{13}
SU11	2.17×10^{12}	3.15×10^{12}	5.62×10^{12}	1.62×10^{12}	6.87×10^{13}
SU12	2.22×10^{12}	3.23×10^{12}	5.80×10^{12}	1.68×10^{12}	7.16×10^{13}
L21	1.74×10^{12}	2.75×10^{12}	8.35×10^{11}	2.82×10^{11}	3.43×10^{13}
L11	3.75×10^{12}	5.14×10^{12}	8.34×10^{12}	2.37×10^{12}	8.74×10^{13}
R11	4.60×10^{12}	6.41×10^{12}	1.05×10^{13}	2.97×10^{12}	9.86×10^{13}
R21	2.61×10^{11}	4.24×10^{11}	1.28×10^{12}	4.30×10^{11}	4.09×10^{13}
L22	1.74×10^{11}	2.75×10^{11}	8.37×10^{11}	2.83×10^{11}	3.44×10^{13}
L12	3.75×10^{12}	5.14×10^{12}	8.35×10^{12}	2.37×10^{12}	8.74×10^{13}
R12	4.59×10^{12}	6.40×10^{12}	1.05×10^{13}	2.96×10^{12}	9.85×10^{13}
R22	2.61×10^{11}	4.23×10^{11}	1.28×10^{12}	4.29×10^{11}	4.08×10^{13}
IN11	2.17×10^{12}	3.15×10^{12}	5.62×10^{12}	1.62×10^{12}	6.87×10^{13}
IN12	2.22×10^{12}	3.23×10^{12}	5.79×10^{12}	1.67×10^{12}	7.15×10^{13}
IN21	3.93×10^{12}	5.33×10^{12}	9.22×10^{12}	2.63×10^{12}	8.89×10^{13}
IN22	3.84×10^{12}	5.22×10^{12}	9.07×10^{12}	2.59×10^{12}	8.87×10^{13}
IN31	2.84×10^{11}	4.40×10^{11}	1.26×10^{12}	3.74×10^{11}	3.70×10^{13}

* MT - Materials Test Site

** FT - Fuel Test Loop Site

FLUJO PROMEDIO POR CELDA PARA
 NUCLEO FRESCO DE LA ALTERNATIVA
 DEL REACTOR DE 14 MW.

TABLA VI

Position in Core	ϕ (n·cm ⁻² ·s ⁻¹)				
	Group 1	Group 2	Group 3	Group 4	Group 5
AO (FT)	3.28x10 ¹³	3.17x10 ¹³	3.47x10 ¹³	9.52x10 ¹²	2.02x10 ¹⁴
B3 (MT)	7.76x10 ¹³	7.57x10 ¹³	7.33x10 ¹³	1.85x10 ¹³	3.07x10 ¹⁴
C2 (MT)	8.04x10 ¹³	7.92x10 ¹³	7.62x10 ¹³	1.91x10 ¹³	3.07x10 ¹⁴
C5 (MO)	5.83x10 ¹³	5.65x10 ¹³	5.50x10 ¹³	1.40x10 ¹³	2.42x10 ¹⁴
D3 (MT)	7.12x10 ¹³	6.95x10 ¹³	6.71x10 ¹³	1.69x10 ¹³	2.81x10 ¹⁴
E0 (F18)	3.15x10 ¹³	3.04x10 ¹³	3.33x10 ¹³	8.86x10 ¹²	1.92x10 ¹⁴
E4 (FT)	2.67x10 ¹³	2.57x10 ¹³	2.80x10 ¹³	7.45x10 ¹²	1.65x10 ¹⁴
Position in Reflector					
Site Name					
SU31	4.48x10 ¹¹	6.96x10 ¹¹	1.99x10 ¹²	5.90x10 ¹¹	5.87x10 ¹³
SU21	5.53x10 ¹²	7.40x10 ¹²	1.28x10 ¹³	3.67x10 ¹²	1.33x10 ¹⁴
SU22	6.58x10 ¹²	8.79x10 ¹²	1.51x10 ¹³	4.31x10 ¹²	1.43x10 ¹⁴
SU11	3.65x10 ¹²	4.87x10 ¹²	8.17x10 ¹²	2.33x10 ¹²	1.07x10 ¹⁴
SU12	7.52x10 ¹²	9.61x10 ¹²	1.45x10 ¹³	4.01x10 ¹²	1.28x10 ¹⁴
L11	4.18x10 ¹²	5.85x10 ¹²	9.72x10 ¹²	2.77x10 ¹²	1.04x10 ¹⁴
L12	4.11x10 ¹²	5.76x10 ¹²	9.56x10 ¹²	2.73x10 ¹²	1.02x10 ¹⁴
L22	2.72x10 ¹¹	4.44x10 ¹¹	1.35x10 ¹²	4.51x10 ¹¹	4.38x10 ¹³
L21	2.75x10 ¹¹	4.49x10 ¹¹	1.36x10 ¹²	4.56x10 ¹¹	4.48x10 ¹³
R22	2.39x10 ¹¹	3.92x10 ¹¹	1.20x10 ¹²	4.02x10 ¹¹	4.07x10 ¹³
R21	2.93x10 ¹¹	4.74x10 ¹¹	1.43x10 ¹²	4.79x10 ¹¹	4.64x10 ¹³
R11	5.22x10 ¹²	7.29x10 ¹²	1.19x10 ¹³	3.38x10 ¹²	1.13x10 ¹⁴
R12	3.48x10 ¹²	4.89x10 ¹²	8.14x10 ¹²	2.32x10 ¹²	8.95x10 ¹³
IN31	3.60x10 ¹¹	5.57x10 ¹¹	1.59x10 ¹²	4.69x10 ¹²	4.75x10 ¹³
IN22	4.59x10 ¹²	6.15x10 ¹²	1.06x10 ¹³	3.02x10 ¹²	1.10x10 ¹⁴
IN21	4.95x10 ¹²	6.59x10 ¹²	1.14x10 ¹³	3.24x10 ¹²	1.16x10 ¹⁴
IN11	3.45x10 ¹²	4.59x10 ¹²	7.68x10 ¹²	3.19x10 ¹²	9.92x10 ¹³
IN12	2.99x10 ¹²	3.99x10 ¹²	6.69x10 ¹²	1.91x10 ¹²	8.86x10 ¹³
BTR1	2.22x10 ¹²	3.10x10 ¹²	1.23x10 ¹²	2.70x10 ¹²	1.01x10 ¹⁴
BTR2	2.75x10 ¹²	3.30x10 ¹²	9.04x10 ¹²	4.30x10 ¹²	9.09x10 ¹³
BTT1	4.20x10 ¹¹	4.40x10 ¹²	6.04x10 ¹²	1.35x10 ¹²	9.33x10 ¹³
BTT2	4.20x10 ¹¹	4.34x10 ¹²	7.34x10 ¹²	4.40x10 ¹²	9.53x10 ¹³
BTT3	3.50x10 ¹¹	3.30x10 ¹²	5.03x10 ¹²	2.30x10 ¹²	5.80x10 ¹³
BTT4	3.50x10 ¹¹	4.01x10 ¹²	7.06x10 ¹²	1.72x10 ¹²	7.59x10 ¹³

FLUJO PROMEDIO POR CELDA PARA
 NUCLEO FRESCO DE LA ALTERNATIVA
 DEL REACTOR DE 25 MW.

4.2 Análisis termohidráulico.

El análisis termohidráulico de un Reactor de Usos Múltiples basado en el concepto MAPLE, se efectuó utilizando el programa de computadora SPORTS-M, propiedad de AECL. Este programa efectúa cálculos de redes de tuberías tanto en estado estacionario como transitorio. En el modelo empleado por el programa están incluidas las ecuaciones de balance de masa, momento y energía, además de una ecuación de estado para flujo en dos fases, homogéneo en una sola dimensión. También se incluyen, acoplados a los módulos hidráulicos, un paquete de transferencia de calor y un modelo de conducción radial de calor.

Este programa puede ser usado para modelar circuitos hidráulicos en circuitos cerrado o abierto.

En la Fig. 7 se muestra el diagrama esquemático de flujo utilizado para el análisis termohidráulico del Reactor de Usos Múltiples tipo MAPLE para México.

La Fig. 8 muestra el esquema de la nodalización utilizada en el programa SPORTS-M.

Para obtener una estimación del comportamiento termohidráulico del núcleo, se efectuaron algunos estudios de sensibilidad con el programa para asegurar una refrigeración adecuada del núcleo y los resultados se muestran en la tabla VII.

4.3 Cálculo del blindaje.

Los cálculos del blindaje para las alternativas de 14 MW y 25 MW, se efectuaron utilizando el programa de cómputo ONEDANT, utilizando geometría esférica. Las razones de dosis obtenidas para los espesores de blindaje propuestos resultaron por debajo de los límites máximos permisibles.

Se realizaron además, los cálculos de las razones de deposición de calor en el blindaje, encontrándose que estos valores se encuentran dentro de un rango aceptable.

Fig. 7

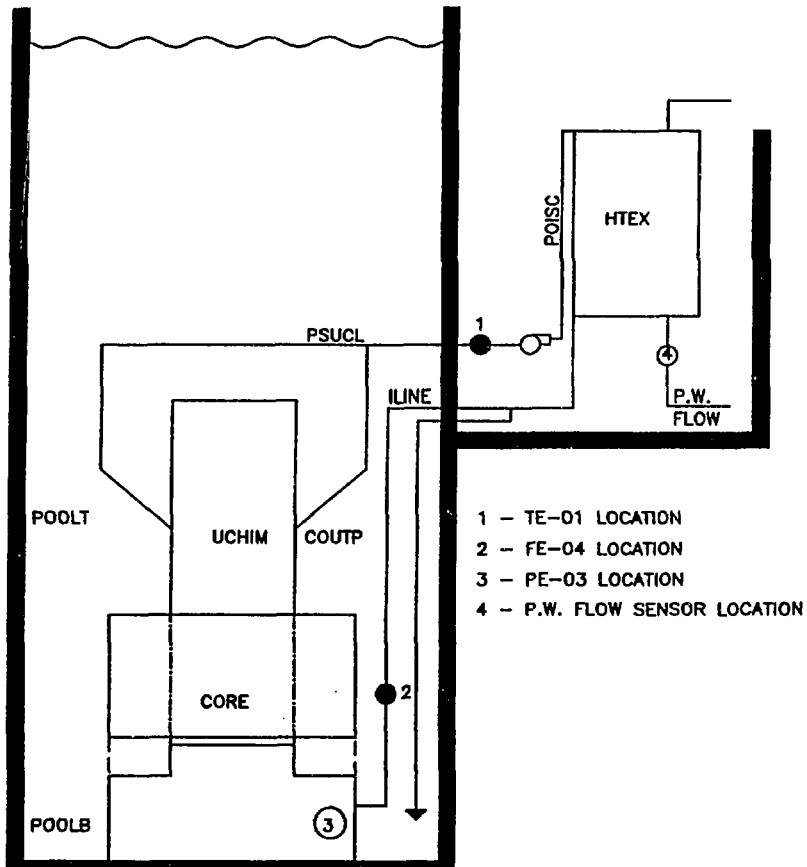
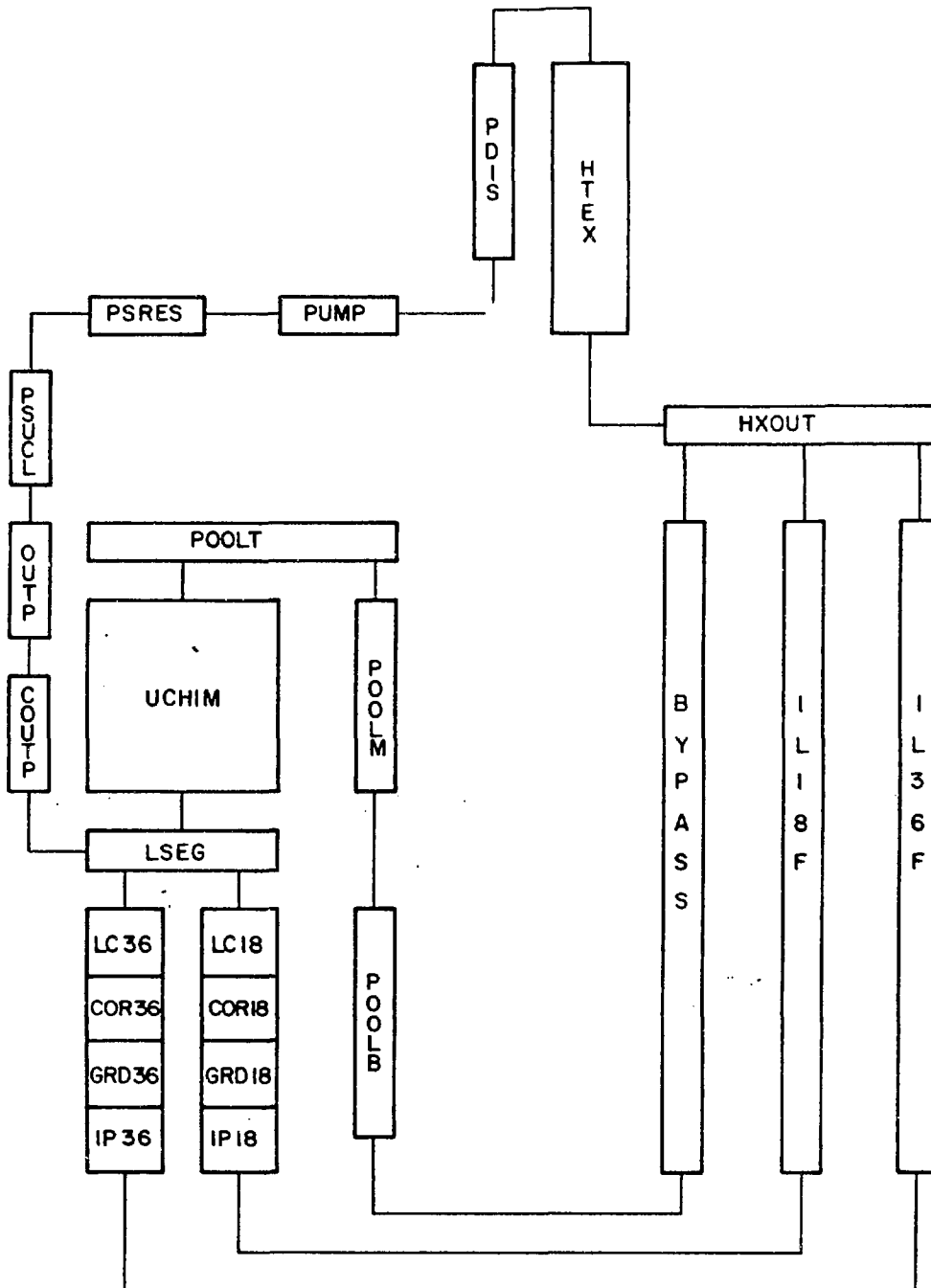


DIAGRAMA DE FLUJO USADO PARA
 EL ANALISIS TERMOHIDRAULICO

Fig. 8



ESQUEMA DE LA NODALIZACION USADA
PARA EL ANALISIS TERMOHIDRAULICO

TABLA VII

ESPECIFICACIONES DEL SISTEMA DE ENFRIAMIENTO PRIMARIO DE REACTOR.

O P C I O N	25 MW	14 MW
<u>N U C L E O</u>		
Gasto másico	446.5 Kg/s	307 Kg/s
Temperatura de entrada	35°C	35°C
Temperatura de salida	48.4°C	46.4°C
Caida de presión	148.5 KPa	260 KPa
Razón máxima ONB	0.87	0.6
<u>I N T E R C A M B I A D O R D E C A L O R</u>		
Razón de remoción de calor	25 MW	14 MW
Gasto másico	478 Kg/s	343 Kg/s
Caida de presión	1733 KPa	747 KPa
<u>B O M B A S</u>		
Número de bombas	1	1
Gasto másico	478 Kg/s	343 Kg/s
Incremento de presión	2038 KPa	1069 KPa
Carga de la bomba	210 m	110 m

5. CONCLUSIONES.

La experiencia ganada al realizar los cálculos neutrónicos, termohidráulicos y del blindaje para las alternativas propuestas, ha sido muy importante, así como la asesoría brindada por AECL y Atomenergoexport, ya que ha servido de base para establecer una metodología para el análisis del diseño de otros prototipos de reactores de usos múltiples. Ha servido también para consolidar los grupos de trabajo del ININ en México.

En base a la experiencia obtenida en estas etapas del proyecto, un grupo de trabajo del ININ se ha dedicado a desarrollar un programa de computadora para efectuar estudios en estado estacionario, sobre las caídas de presión y los gastos máxicos en cada canal del núcleo, así como la estimación de los márgenes térmicos y otros grupos de trabajo se están dedicando a la tarea de adaptación y validación de programas de reciente adquisición o ya existentes en el Instituto.

6. REFERENCIAS.

- [1] R. F. LIDSTONE, J. J. SAROUDIS. "MAPLE: A new Multipurpose Reactor for national nuclear development in the 1990's". Atomic Energy of Canada Ltd., Canada. Proceeding of an International Symposium on the significance and impact of nuclear research in developing countries, organized by the International Atomic Energy Agency. Athens, Greece, 8-12 September, 1986.
- [2] ININ/ATOMENERGOEXPORT. "Reactor de Pruebas Múltiples e Instalaciones de Investigación", ESTUDIO PRELIMINAR, Gerencia de Sistemas Nucleares, Centro Nuclear de México, Agosto, 1988.
- [3] R. MENDIOLA G.C. "Anteproyecto de un Reactor de Pruebas Múltiples", División de Aplicaciones Energéticas, Centro Nuclear de México, 1984.
- [4] AECL/ININ, "ININ/AECL Joint Program for a Multiple Testing Reactor for Mexico", Stage 1, Concluding Report; White Shell, Nuclear Research Establishment, Pinawa, Manitoba, Canada; Centro Nuclear de Mexico; June, 1989.