

por

J.R.Maiorino; J.A.Perrota\*; M.Yamaguchi; J.M.L.Moreira;  
H.Nakata; H.Yoriyaz; N.Kosaka; P.R.P.Coelho; A.G.Mendonça  
L.C.C.B.Fanaro

Divisão de Física de Reatores (RTF)

e

Divisão de Engenharia do Núcleo (RTN\*)

Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN)

Comissão Nacional de Energia Nuclear

São Paulo, SP

### RESUMO

Neste trabalho é descrito o projeto nuclear da unidade crítica IPEN-MB-01. O projeto resultou num conjunto crítico tipo tanque moderado à água leve, com um núcleo constituído de varetas combustíveis de dióxido de urânio de baixo enriquecimento, e com uma potência nominal de operação de 100 watts. No trabalho é descrito sucintamente a instalação; as características nucleares, e são fornecidos os resultados do projeto nuclear, tendo em vista atender os critérios estabelecidos (IAEA-SS-35). Os resultados apresentados incluem, o excesso de reatividade; distribuição de fluxo; coeficientes de reatividade, e valores integrais e diferenciais das barras de controle.

### ABSTRACT

This work describes the Nuclear Design of IPEN-MB-01 Critical Assembly, which is tank type; water moderated; fueled with low enriched UO<sub>2</sub> fuel pins; and operates with a maximum power of 100 watts. The facility and its nuclear characteristics are briefly described, and the results of the nuclear design are showed in order to verify the design criteria (IAEA-SS-35). The results showed are: reactivity excess; flux distribution; reactivity coefficients; and differential and integral control rod worth.



As varetas combustíveis são constituídas de tubos cilíndricos de aço inox utilizado como revestimento e contendo pastilhas de  $UO_2$ , com 4,3 w/o de enriquecimento, e preenchida com pastilhas de  $Al_2O_3$  nas extremidades não ativas da vareta. Na figura 2, ilustra-se esquematicamente a vareta combustível.

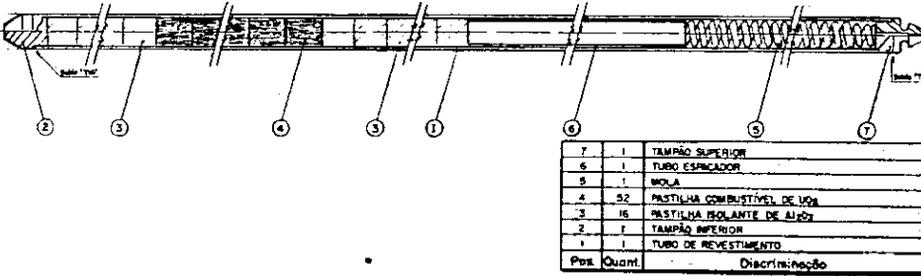


Figura 2. Vareta Combustível

Os 48 tubos guias para as varetas absorvedoras estão dispostos em 4 grupos de 12, um em cada quadrante, sendo dois grupos para as barras de controle, as quais ajustam o nível de potência, e dois grupos para as barras de segurança, as quais permanecem fora do núcleo ativo quando este está em operação, e tem a função de garantir o desligamento do reator, através de queda-livre. Os elementos de controle e segurança possuem características geométricas idênticas, diferindo somente quanto ao material absorvedor, sendo utilizado a liga de Ag-In-Cd para as varetas do elemento de controle, e B,C para as do elemento de segurança, ambas encapsuladas num revestimento de aço inoxidável austenítico. Cada conjunto de 12 varetas absorvedoras são unidas através de um corpo central denominada aranha, a qual é ligada a uma haste de acionamento, que por sua vez é conectada à mecanismos de acionamento por magnetos.

O núcleo está assentado numa estrutura composta por 3 placas de aço, as quais contêm furos circulares dispostos num reticulado quadrado distanciados de 1,5 cm centro a centro para posicionamento das varetas combustíveis, e ligadas entre si pelos tubos guias das varetas absorvedoras e por colunas formando um conjunto rígido de posicionamento do núcleo. Na figura 3 é ilustrada uma destas placas. Um fato a se destacar, é que a simples substituição destas placas por outras com diferentes espaçamentos e configurações de furos, permite que outros núcleos possam vir a serem estudados.

Todo o núcleo juntamente com os mecanismos de acionamento, as guias para as aranhas e o amortecedor de queda são suportados por uma estrutura metálica suporte, a qual é fixada na sua parte superior por uma plataforma metálica, e na parte inferior permanece suspensa no interior de um tanque, o qual contém a água utilizada como moderador, sendo denominado tanque moderador (diâmetro interno de 183 cm e altura 275cm). A figura 4 ilustra estas estruturas.

Além dos elementos de controle/segurança, o sistema de controle de reatividade inclui um sistema de esvaziamento rápido do tanque moderador, com a consequente perda do fluido moderador e desligamento do conjunto crítico. Este sistema é constituído de 2 válvulas tipo borboleta de abertura rápida e diâmetro de 50,8cm, localizados na base do tanque moderador, e que em caso de um sinal de desligamento oriundo do sistema de controle são desenergizadas e abertas, permitindo o esvaziamento do tanque moderador e o desligamento dentro de um tempo condizente com os exigidos pelos critérios de projeto. A água drenada do tanque moderador é estocada num tanque, denominado "tanque de estocagem".

Tabela 1. Características Nucleares do 1º Núcleo utilizado  
no Reator IPEN-MB-01

---

<u>Conjunto Crítico</u>	
Arranjo (4 quadrantes)	28 x 26
Número de Varetas Combustíveis	680
Secção Transversal do Núcleo	42 x 39cm
Altura do Núcleo Ativo	54,6 cm
Espaçamento	1,5 cm
<u>Varetas Combustíveis</u>	
Revestimento	aço inox (AISI-304)
Comprimento	119,4 cm
Comprimento ativo	54,6 cm
Diâmetro externo do encamisamento	0,98cm
Diâmetro interno do encamisamento	0,86cm
Pastilha	UO <sub>2</sub> (94% DT)
Altura da Pastilha	1,05 cm
Diâmetro da Pastilha	0,849cm
Enriquecimento	4,3 w/o
<u>Varetas de Controle/Segurança</u>	
Revestimento	aço inox (AISI-304)
Comprimento	127,9 cm
Comprimento ativo	100 cm
Diâmetro Externo	0,98 cm
Diâmetro Interno	0,86 cm
Material Absorvedor	
controle	
segurança	Ag(80%)- In(15%)-Cd(5%)
Número total de varetas	B <sub>4</sub> C (52% DT)
controle	24
segurança	1
<u>Neutrônica</u>	
Excesso de reatividade	3160 pcm
Fluxo Térmico Médio/watt	4,5 x 10 <sup>6</sup> n/cm <sup>2</sup> -seg
Fluxo Rápido Médio/watt	1,7 x 10 <sup>7</sup> n/cm <sup>2</sup> -seg

---

A instrumentação para controle e operação do reator é constituída de dois canais de partida ( $BF_3$ ), dois canais de potência (CIC), dois canais lineares (CI), um canal de segurança de partida ( $BF_3$ ), e três canais de segurança para a faixa de potência, duas CI e um  $BF_3$ . Estes detectores são instalados em tubos de Alumínio, com os espaços vazios preenchidos com polietileno, e localizados ao redor do núcleo (vide Figuras 3 e 4), de maneira a não perturbar o fluxo de neutrons, e não introduzir mais reatividade que o exigido pelos critérios de projeto ( $0.5\% \Delta k/k$ ).

A fonte de partida é de Am-Be de 1Ci, emitindo  $2.5 \times 10^6 n/\text{seg}$ . Esta fonte é fixada a um carrinho que é movimentado por um sistema adequado que permite que esta seja inserida na base do núcleo.

O controle da instalação é feito por um sistema de controle, por um sistema de monitoração da radiação, e um sistema de proteção que através de uma lógica, redundância, independência, diversidade e intertravamentos adequados permitem a operação segura, levando em consideração a flexibilidade experimental.

Sistemas auxiliares possibilitam que a água desmineralizada circule, seja continuamente purificada, tenha sua temperatura controlada, seja inserido boro em concentrações conhecidas, e permitem o controle de enchimento e nível de água no tanque moderador.

Um sistema de gestão de efluentes gasosos, permite controlar a descarga de rejeitos gasosos para o meio ambiente. Todos estes sistemas estão montados internamente em um prédio estanque, construído com paredes de concreto, com função de confinamento e blindagem, denominado "célula crítica". Anexo à "célula crítica", situa-se um prédio com sala de controle, aquisição de dados, proteção radiológica, sala de contagem, eletrotécnica etc. O complexo é denominado "UNIDADE CRÍTICA", a qual tendo a flexibilidade de estudar diferentes configurações, possibilitará, além da base de dados para física de reatores, o estudo de núcleo de reatores de potência de pequeno porte que possam ser utilizados para propulsão naval, ou geração elétrica. Finalmente, na Tabela 1, resume-se as principais características nucleares do 1º Núcleo do reator IPEN-MB - 01 (Unidade Crítica), sendo que uma descrição detalhada de toda instalação é fornecida no "Relatório de Análise de Segurança" |4|.

### 3. Projeto Nuclear

As normas e critérios de projeto que foram seguidos no projeto nuclear do conjunto crítico foram baseados no IAEA-SS-35-1984 "Safe Operation of Research Reactors and Critical Assemblies" |2| e no BNL-50.831 "Design Guide for Category I Reactors" Capítulo 4 |3|, sendo, em resumo, basicamente:

- Sistemas que adicionam reatividade (barras de controle, nível do moderador) devem ter capacidade menor que os sistemas que retiram reatividade (barras de segurança, dreno do moderador).
- o máximo excesso de reatividade no núcleo não deverá nunca exceder uma quantidade que possa ser compensada pelos sistemas de desligamento.
- a taxa de adição de reatividade durante a aproximação da criticidade deve ser limitada de tal maneira que o sistema de segurança tenha tempo de tornar-se totalmente efetivo no caso de uma condição não segura. O valor normalmente usado é  $2 \times 10^{-4} \Delta K/K/\text{segundo}$ , ou seja  $0,02\% \Delta k/k$  por segundo ( $\sim 3\%/seg$ ).

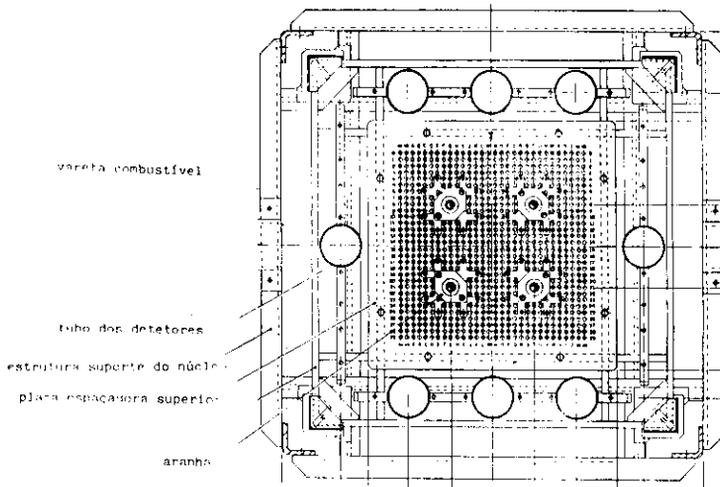


Figura 3. Arranjo Crítico

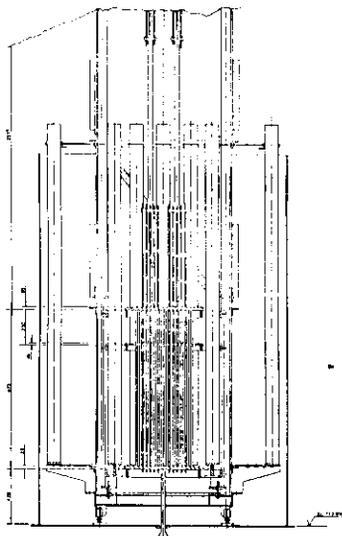


Figura 4. Conjunto Crítico

- d) nenhum aparato experimental ou objetos móveis que podem, acidentalmente ou não, ser retirados ou colocados no núcleo, devem ser capazes de introduzir individualmente reatividade maior que  $0,5\% \Delta K/K$ , ou outro valor apropriado menor do que a fração de nêutrons atrasados ( $\beta$ ).
- e) a aproximação de criticidade deve ser feita dentro de um período razoável de tempo, sendo que a adição e a taxa de adição de reatividade podem ser aumentadas durante a fase inicial da operação de adição, sem ultrapassar um limite seguro ( $\sim 0,02\% \Delta K/K/seg$ ).
- f) os coeficientes de reatividade de temperatura e de vazios devem ser negativos para garantir a segurança da crítica, mesmo no evento de um acidente.
- g) a Unidade Crítica deve possuir no mínimo dois sistemas de desligamento independentes capazes de desligá-la em qualquer circunstância. Os mecanismos de acionamento e o projeto devem ser de princípios totalmente independentes. Cada sistema deve ser capaz de absorver 1,25 vezes a máxima reatividade existente no núcleo.
- h) o tempo de operação dos mecanismos de segurança, incluindo a detecção e o tempo necessário para que o sistema atue (ex: barras estejam totalmente inseridas), deve ser menor que 50% do "período do reator" quando a máxima adição de reatividade é feita acima do valor crítico.
- i) uma fonte de nêutrons externa deve sempre ser usada na aproximação de criticidade, e sua intensidade deve ser suficiente para ser detectada pela instrumentação antes que uma quantidade significativa de material físsil seja adicionada. A fonte deve ser posicionada de tal maneira que a maior parte dos nêutrons atingindo os detectores, após a adição de material físsil, seja proveniente do núcleo e não diretamente da fonte.
- j) o projeto das barras de controle/segurança deve ser tal que se uma barra (a mais reativa) fica presa, as outras são suficientes para desligar o núcleo (critério de barra presa).
- k) a possibilidade de que tubos vazios sejam inundados quando o nível moderador aumenta deve ser levada em consideração na análise de reatividade do sistema.

Para a geração das seções de choque dos combustíveis utilizou-se o programa HAMMER [5], enquanto que para os demais materiais utilizou-se o programa HAMMER-TECHNION [6]. Para a geração das seções de choque do refletor, este foi dividido em 2 tipos: refletor inferior composto por concentração baixa de urânio envolvido por  $H_2O$ ; refletor superior onde considerou-se o revestimento de aço-inóx e também pastilhas de  $Al_2O_3$  consideradas como vazias.

Para as barras de controle utilizou-se uma superfície composta da célula de vareta de controle, envolta por 8 células unitárias de combustível.

A determinação das seções de choque macroscópicas efetivas para a célula de vareta de controle nos cálculos de difusão com o programa CITATION [7] é feita por meio de ajuste de taxas de reação dentro da célula da vareta de controle. O mesmo esquema de cálculo é efetuado para as varetas de segurança.

É estimado um erro de  $\sim 1\%$  na determinação do fator de multiplicação e de  $\sim 10\%$  na distribuição de fluxo.

Detalhes do projeto nuclear podem ser encontrados no documento de proje-

to "Especificação Técnica do Projeto Nuclear" |8|, ou no Relatório de Análise de Segurança |4|, aqui se resumirá os principais resultados encontrados, com o objetivo de demonstrar que o projeto atende os critérios acima estabelecidos.

As distribuições de fluxos térmicos e rápidos na direção radial por watt de potência na condição de criticalidade estão ilustrados na figura 5. Para uma potência de 1 watt, a densidade de potência média do núcleo é de  $1,18 \times 10^{-5}$  w/cm<sup>3</sup>, e o fator de pico nuclear (K) é 2,25, sendo que a vareta em que ocorre o fator de pico é a (J,12), no sistema de referência ilustrado na figura 3, sendo que na figura 6 ilustra-se a distribuição axial de fluxo nesta vareta.

A tabela 2 ilustra o valor do fator de multiplicação para diferentes condições de total inserção dos elementos de controle e segurança. Desta tabela, verifica-se que os critérios a e b são plenamente satisfeitos, pois a reatividade total dos elementos de segurança é maior que a dos elementos de controle. Por outro lado, verifica-se também que os elementos de segurança são capazes de absorver 1,25 vezes o máximo excesso de reatividade do núcleo (3162 pcm), pois da tabela 2 tem-se que quando as 2 barras de segurança estão inseridas tem-se uma absorção -8150 pcm, e portanto o critério g é plenamente satisfeito por este sistema. Mais além, o desligamento da crítica também pode ser feito por um sistema de drenagem, que é de princípio de projeto totalmente independente da queda de barras, e também capaz de absorver 1,25 vezes o máximo excesso de reatividade do núcleo.

A condição de Barra Presa (critério j) também é satisfeita, pois da tabela 2, verifica-se, mesmo no caso em que estão inseridas 2 barras de controle e 1 de segurança; ou apenas inseridas 2 barras de controle, que o reator é subcrítico.

O primeiro período de desligamento estabelecido para o reator é de 17 segundos, e portanto de acordo com o critério h os mecanismos de desligamento devem atuar num tempo menor que 8,5 segundos. Este critério é plenamente satisfeito pois o tempo de queda das barras é menor que 1 segundo |9| e o tempo de esvaziamento do Tanque Moderador é de -2 segundos |10|.

Para avaliar os limites de inserção de reatividade de equipamentos e amostras experimentais (critério d) foram analisados a reatividade introduzida pelos detectores, e pela introdução de fios e folhas de ativação com cobertura de cádmio quando do experimento de mapeamento de fluxo. Os resultados encontrados |4,8| demonstram que estes equipamentos introduzem individualmente muito menos que os 500 pcm exigidos pelo critério.

As curvas de reatividade diferencial e integral para as barras de controle são ilustradas nas figuras 7,8, para dois casos: i) caso A: valor diferencial e integral para as várias posições de inserção de barra de controle do 1º quadrante (BC-1), com a barra de controle do 3º quadrante (BC-2) totalmente retirada, e ii) caso B: reatividade diferencial e integral para as várias posições da BC-1, com BC-2 totalmente inserida. Destes resultados verifica-se que no caso A, é previsto criticalidade quando a BC-1 estiver retirada cerca de 6cm do núcleo ativo.

Das curvas de reatividade das barras, verifica-se que para satisfazer o critério c (máxima taxa de adição de reatividade 20pcm/seg), a velocidade máxima de um banco de controle é de 1mm/seg, que é equivalente a inserção de -12pcm/seg mesmo na parte mais ativa da barra.

Tabela 2. Valores do fator de multiplicação para as várias configurações de barras de controle e segurança.

Posição de inserção total das barras de controle e segurança	Fator de multiplicação	$\Delta K/K$ (%)
	1,03162	referência
	0,99873	3,19
	0,99643	3,41
	0,95379	7,54
	0,94758	8,15
	0,91631	11,18
	0,91222	11,57
	0,85067	17,54

A inserção de reatividade também é realizada quando do enchimento do tanque moderador. Para satisfazer o critério  $c$ , a velocidade máxima de enchimento permitida seria de ~4,63 cm/min, o que demandaria ~54 minutos para o enchimento do tanque. Para diminuir este tempo, e ainda satisfazer o critério  $c$ , foi decidido no início do enchimento, quando ainda se está distante da criticidade, utilizar um sistema de enchimento rápido (9,5cm/min), e um segundo mais lento (2,65cm/min) quando na fase final do enchimento. Além do mais o enchimento é realizado com as barras de segurança retiradas (sistema de desligamento armado), e com as barras de controle inseridas, e portanto, desde que nesta situação  $K_{eff}=0,9537$  mesmo com núcleo inundado, é impossível atingir-se criticidade através da inserção de reatividade por nível de água.

Os coeficientes de reatividade de temperatura do moderador e do combustível, e de vazão foram calculados para o intervalo de temperatura que o reator operará (20-80°C), com objetivo de atender o estipulado no critério f. As tabelas 3, 4 e 5 ilustram os valores destes coeficientes. Além do mais, na medida em que será utilizado boro diluído na água moderadora, para propósitos experimentais, calculou-se também a variação de  $\alpha_M$  com a temperatura do moderador com a concentração crítica de boro, para demonstrar que mesmo nesta situação o coeficiente de reatividade de temperatura é negativa. A concentração crítica de boro foi calculada como ~700 ppm. A figura 9, apresenta a variação de  $\alpha_M$  com a temperatura nesta condição.

Finalmente, para a utilização nas medidas de reatividade e também para a análise de acidentes [4], os parâmetros cinéticos do reator foram calculados e são ilustrados na tabela 6.

Tabela 3.  $\alpha_M$  em função da Temperatura

T(°C)	$\alpha_M(\text{pcm}/^\circ\text{C})$
17,2	-6,400
37,2	-12,569
58,3	-15,914
80,3	-19,300

Tabela 4.  $\alpha_F$  em função da Temperatura do Combustível

T(°C)	$\alpha_F(\text{pcm}/^\circ\text{C})$
17,2	-2,317
37,5	-2,163
58,3	-2,024
80,3	-2,010

Tabela 5. Coeficiente de Vazio em função da temperatura

T (°C)	V(%)	$\alpha V(\text{pcm}/\% \text{ vazio})$
17,2	0,48	-270,66
37,5	0,97	-269,52
58,3	1,30	-275,44
80,8	1,32	-280,73

Tabela 6. Parâmetros Cinéticos

Grupo	$\beta_i$
1	0,000299
2	0,001681
3	0,001484
4	0,003211
5	0,001010
6	0,000205

Obs:  $\beta_{\text{eff}} = 0,00788$

A = 32 $\mu$ seg.

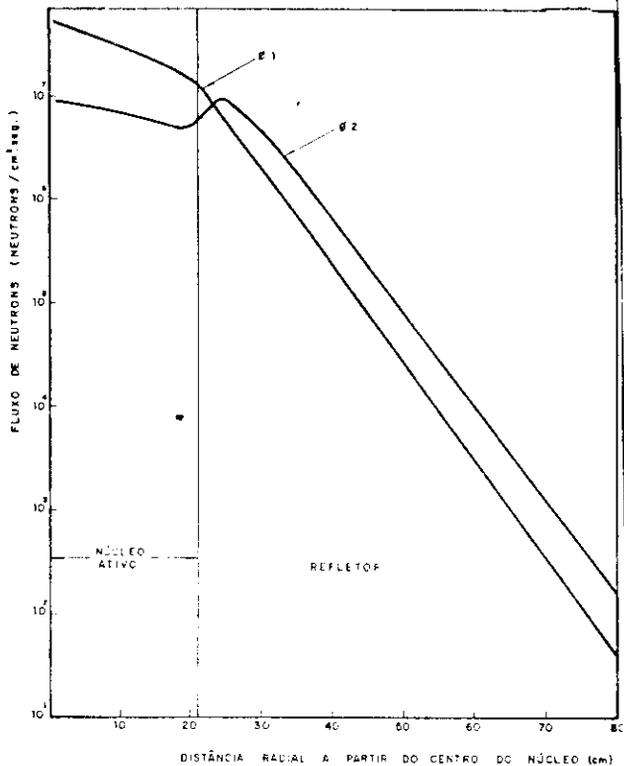


Figura 5. Fluxos Térmicos e Rápidos na Direção Radial com elementos de controle na posição crítica ( 1 watt).

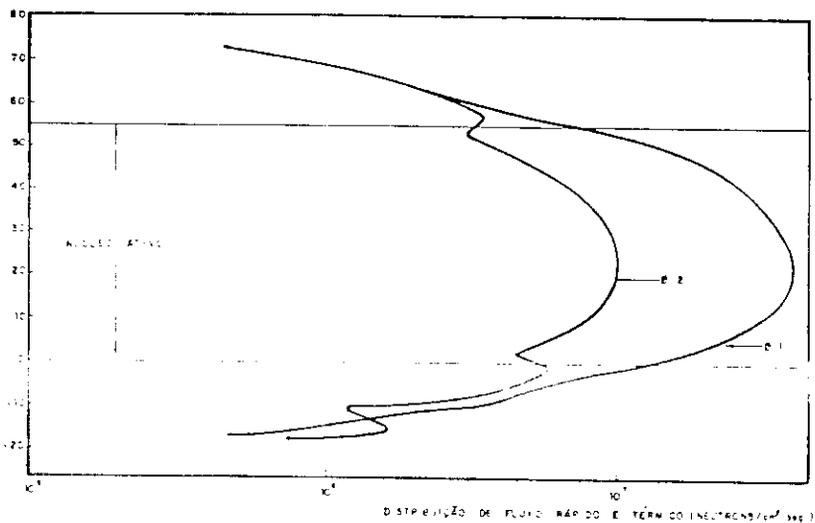


Figura 6. Fluxos Térmicos e Rápidos na direção axial com elementos de controle na posição crítica (1watt), na vareta onde ocorre o fator de pico (J,12).

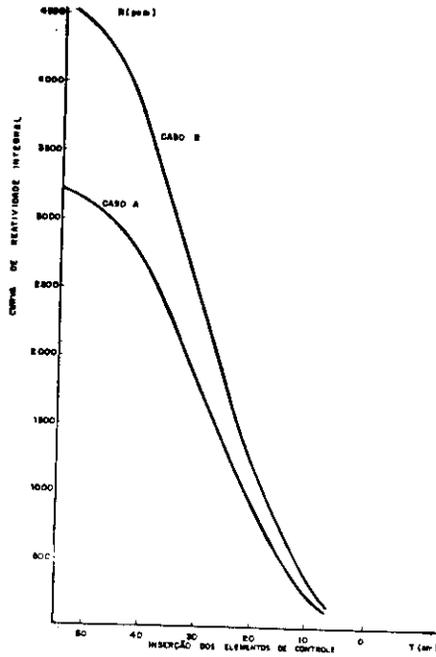


Figura 7. Curva de reatividade integral Casos A e B

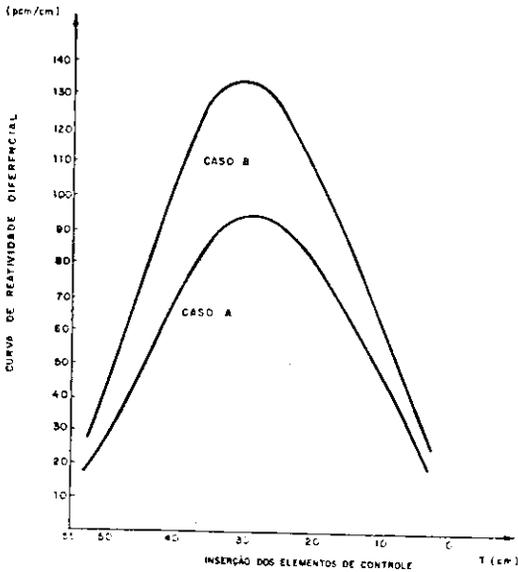


Figura 8. Curva de Reatividade Diferencial. Casos A e B

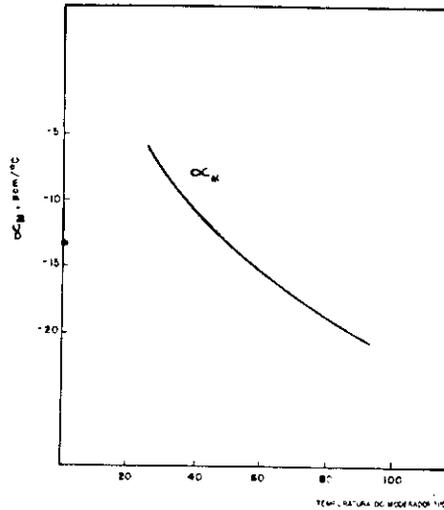


Figura 9. Variação de  $\alpha_M$  com a Temperatura do moderador (concentração crítica de Boro).

#### 4. Conclusão

O trabalho apresentou uma descrição do projeto nuclear da Unidade Crítica IPEN-MB-01, demonstrando o atendimento aos critérios de projetos estabelecidos. Com a recente criticalidade atingida pelo reator (09/11/88), já foram obtidos vários dados (massa crítica; posição crítica de barras etc), que já permitem uma primeira avaliação do projeto. Neste encontro, (ENFIR) é apresentado um trabalho que descreve o carregamento, e a primeira criticalidade do reator [11]. Deste trabalho, já se pode avaliar que a estimativa de previsão de criticalidade ( $K_{eff}$ ) fornecida pelo projeto se encontra dentro dos erros previstos (< 1%).

Com o desenvolvimento do programa experimental será possível obter-se resultados para a distribuição de fluxo; valor das barras de controle; parâmetros cinéticos; excesso de reatividade, e parâmetros integrais ( $\delta$ -28;  $\delta$ -25 ;  $\rho$ -28) que permitirão que os métodos de cálculo utilizados pelo IPEN-CNEN-SP para projeto nuclear possam ser avaliados, e quando necessário, aprimorados.

#### Referências

- [1] Maiorino, J.R. et alli, "Relatório de Concepção do Projeto Unidade Crítica", Departamento de Tecnologia de Reatores, Relatório Interno, IPEN-CNEN-SP (1983).
- [2] International Atomic Energy Agency, "Safe Operation of Research and Critical Assemblies", Safety Series nº 35, Viena, (1984).
- [3] Brynda, W.J. e Powell, R.W. "Design Guide for Category I Reactors - Critical Facilities", BNL-50831-I, Brookhaven National Laboratory (1978).
- [4] "Relatório Final de Análise de Segurança - Unidade Crítica - IPEN-MB-01", IPEN-CNEN-SP e COPESP, São Paulo, S.P. (1988).
- [5] Honeck, C. e Suide, J.E., "The HAMMER System: Heterogeneous Analysis by Multigroup Methods of Exponentials and Reactors", Aiken, SC, Savannah River Lab., DP-1064, (1967).
- [6] Barhen et alli, "The HAMMER Code System", EPRI-NP-565 (1978).
- [7] Fowler, T.B; Vondy, D.R; Cuninghen, G.W., "Nuclear Reactor Core Analysis Code CITATION", ORNL-TN-2496. Rev.2, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN (1971).
- [8] Yoriyaz, H., "Especificação Técnica do Projeto Nuclear da Unidade Crítica", IPEN-CNEN-SP e COPESP, Documento de Engenharia R10-IP3-213-4EN-001, (1986).
- [9] Mattos, J.R.L., "Rotina Experimental de Teste de Queda dos Elementos de Controle/Segurança na UCRI", IPEN-CNEN-SP e COPESP, Documento de Engenharia, R45-IPN-LCB-16-4RE-36 (1988).
- [10] Simioni, M. "Avaliação do Teste do Sistema de Esvaziamento Rápido do Tanque Moderador", IPEN-CNEN-SP e COPESP, Relatório Interno 481-02-00-02-481 (1988).
- [11] Coelho, P.R.P. et alli, "Determinação da Massa Crítica do Reator IPEN-MB-01", aceito para publicação no VII ENFIR (1989).