

MAPEAMENTO DO FLUXO DE NÊUTRONS NO REATOR IPEN/MB-01 COM CÂMARA DE FISSÃO MINIATURA

Anselmo Ferreira Miranda e João Manoel Losada Moreira

Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo
Caixa Postal 11253
05508-900, São Paulo, Brasil

RESUMO

Este trabalho apresenta resultados de mapeamento de fluxo de nêutrons térmicos com câmara de fissão miniatura no reator IPEN/MB-01. Obteve-se taxas de reação em 42 posições radiais com 36 cotas axiais cada. Os valores relativos são comparados com os respectivos valores de fluxo de nêutrons térmicos calculados com o código CITATION. Os resultados dessa comparação indicam que a distribuição de fluxo de nêutrons térmicos fornecida pelo sistema HAMMER TECHNION/CITATION apresenta discrepâncias médias de 5 % no núcleo ativo, 14 % no refletor, 10 % no reator (núcleo ativo + refletor), 3 % no núcleo assintótico (locais distantes do refletor mais de 5 cm) e 12 % na periferia do núcleo ativo (locais distantes do refletor menos de 5 cm).

INTRODUÇÃO

O conhecimento com precisão da distribuição do fluxo de nêutrons em um reator nuclear tem grande importância devido a permitir a determinação da distribuição de geração de energia e de outras distribuições tais como a de densidade de potência, de temperatura e de queima de combustível. A distribuição de fluxo neutrônico também é essencial para a otimização dos reatores.

Os métodos de cálculo empregados para a obtenção dos valores de fluxos de nêutrons em reatores nucleares, devem ser testados quanto a sua confiabilidade. Isto se deve às simplificações utilizadas, à complexidade provocada pela heterogeneidade do reator e às imprecisões dos dados nucleares, principalmente seções de choque.

Para aumentar a confiabilidade desses cálculos procede-se a medidas experimentais, que servem tanto para confirmar os cálculos, como também, fontes de novos dados para o seu aprimoramento.

Para se obter o mapeamento do fluxo de nêutrons [1-4] existem basicamente dois métodos: um consiste em espalhar vários detectores de nêutrons no espaço onde se deseja obter a distribuição e o outro faz-se uma varredura com um único detector. No presente trabalho utiliza-se uma minicâmara de fissão, denominada MCFU-17[5], para varrer axialmente várias posições do núcleo do reator IPEN/MB-01[6] e realizar o mapeamento do fluxo de nêutrons.

O reator IPEN/MB-01, com potência nominal de 100 W, tem como objetivo principal a simulação de reatores moderados à água leve e tem, na sua concepção, flexibilidade necessária para testar diversos tipos de arranjos críticos

O núcleo utilizado neste trabalho possui a forma de um paralelepípedo com dimensões de 39x42x54,6 cm³,

sendo geometricamente dividido em quatro quadrantes, com elementos de controle e segurança colocados, respectivamente em quadrantes diametralmente opostos[6].

Este núcleo é composto de 680 varetas combustíveis, independentes e idênticas em geometria e quantidade de material fissil e estrutural e 48 posições para varetas absorvedoras formando um arranjo de 28x26 posições[6].

As varetas combustíveis são constituídas de pastilhas cilíndricas de UO₂ sinterizadas com enriquecimento de 4.3 % de ²³⁵U, em massa, encapsuladas num revestimento de aço inoxidável SS-304. Internamente. Para posicionamento da coluna de pastilhas existem pastilhas de Al₂O₃, um tubo espaçador e uma mola de fixação. As varetas são preenchidas internamente com gás hélio à pressão de 1 bar[6].

A câmara de ionização, minicâmara de fissão de urânio de número 17, projetada e construída no Departamento de Desenvolvimento de Detectores do IPEN/CNEN-SP[5], foi utilizada para a obtenção da distribuição de fluxo de nêutrons no reator IPEN/MB-01. Suas características constitucionais encontram-se esquematizadas na Figura 1.

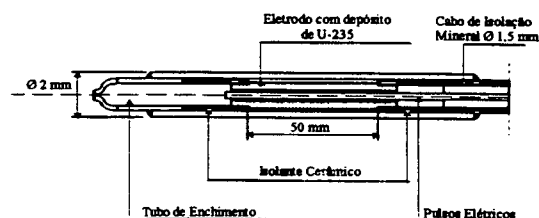


FIGURA 1 - Desenho esquemático da câmara de fissão MCFU-17.

MEDIDAS DE MAPEAMENTO DE FLUXO DE NÊUTRONS

As medidas foram realizadas com a minicâmara MCFU-17. Associou-se a ela uma instrumentação eletrônica caracterizada por uma fonte de alta tensão Ortec mod. 556, que fornece a diferença de potencial entre os eletrodos concêntricos da câmara polarizando-a de maneira que o eletrodo central seja o polo positivo; um pré-amplificador de carga Ortec mod. IH-210 suprido por uma fonte de baixa tensão Ortec mod. 114, que pré-processa os pulsos obtidos pela câmara e os envia a um amplificador; um amplificador Ortec mod. 673 que processa os pulsos de tensão que são monitorados pelo osciloscópio Phillips mod. PM 3266 e enviados a um analisador multicanal. O analisador multicanal Ortec-Seiko mod 7800 possibilita a obtenção das contagens dos pulsos de interesse. A Figura 2 mostra um esquema da instrumentação utilizada.

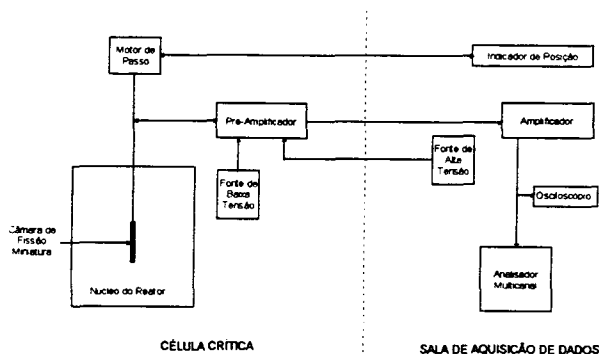


FIGURA 2 - Desenho esquemático da instrumentação eletrônica associada à câmara de fissão MCFU-17.

As medidas de contagem no núcleo do reator foram realizadas em duas fases: na primeira fase realizaram-se mapeamentos na direção leste-oeste num total de 20 posições e na segunda fase realizaram-se mapeamentos na direção norte-sul num total de 22 posições. Essas posições (furos) encontram-se na placa matriz superior e intermediária de sustentação do arranjo crítico e podem ser vistos na Figura 3.

A escolha dessas posições deu-se devido a possibilidade de inserção do aparato experimental, nestas posições do reator, sem interferência na movimentação das barras absorvedoras de controle e de segurança, devido serem os furos disponíveis nessas direções e devido a propiciarem informações significativas da distribuição espacial do fluxo de nêutrons no reator IPEN/MB-01. As medidas encontram-se na região central do núcleo, entre elementos de controle e na periferia junto a interface núcleo refletor.

Em cada uma dessas 42 posições radiais (horizontais) foram mapeados 36 cotas axiais (verticais) sendo que nas regiões próximas à interface núcleo-refletor e refletor, na direção axial, esses pontos foram obtidos em distâncias menores que nos pontos internos do núcleo do

reator. Isto foi feito com o intuito de um estudo mais detalhado da interface núcleo refletor e refletor do reator. A primeira cota, posição axial mapeada, foi realizada com o tubo guia do detetor encostado na placa suporte inferior. Esta posição corresponde ao centro ativo do detetor localizar-se à 6,9 cm desta placa. O início da região ativa do núcleo do reator localiza-se à 9,1 cm desta mesma placa suporte inferior. O posicionamento da vareta combustivel em relação a placa suporte inferior com a respectiva localização do início da região ativa do núcleo pode ser visualizada na Figura 3.

No mapeamento na direção radial no sentido leste-oeste, a primeira posição do lado leste é designado neste trabalho como LO-01, sendo as posições consecutivos LO-02, LO-03 até LO-20. No sentido norte-sul a primeira posição no lado norte foi designado por NS-01 e assim sucessivamente até o furo NS-22.

Para cada cota axial fez-se 3 medidas de 60 segundos. Em alguns casos, onde as contagens no intervalo de tempo de 60 segundos foram baixas optou-se pela obtenção de uma medida em um tempo de contagem maior de maneira a totalizar em torno de 10000. Nestas posições, tomadas em intervalo de tempo maior, os valores foram normalizados para o intervalo de tempo de 60 segundos. A cada mudança na posição axial do detetor aguardou-se um período de tempo em torno de 30 segundos, evitando perturbações transitórias devido a movimentação do detetor.

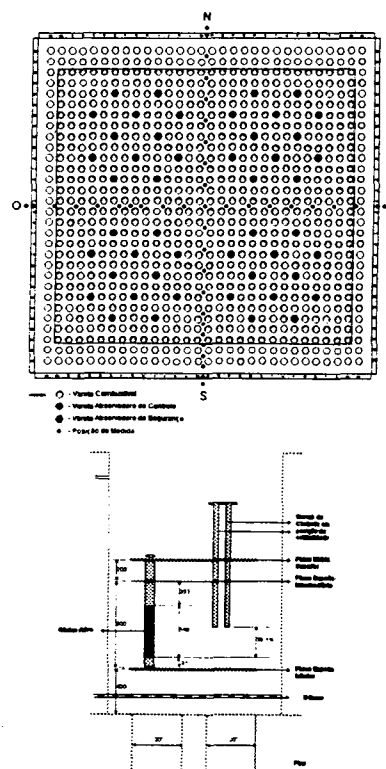


FIGURA 3 - Desenho esquemático da placa matriz superior com respectivas posições do mapeamento e vista frontal do núcleo do reator IPEN/MB-01.

As possíveis fontes de incertezas nesses dados são:

- A eletrônica associada à câmara de fissão;
- O posicionamento da câmara dentro do núcleo;
- A variação das barras de controle durante e entre as medidas realizadas e
- A estatística de contagem.

Sendo somente considerados na análise os erros provenientes da estatística de contagem, devido ser bastante maior que os demais.

As médias dessas medidas foram obtidas de acordo com a Equação (1) para medidas de 60 segundos, ou Equação (3) para tempos superiores a 60 segundos e o desvio padrão de acordo com a Equação (2) para tempos de 60 segundos, ou Equação (4) para tempos superiores a 60 segundos.

$$X_m = \left(\frac{X_a + X_b + X_c}{3} \right) - CF \quad (1)$$

onde,

X_m = valor medio das medidas

X_a, X_b e X_c = primeira, segunda e terceira medida

CF = contagem de fundo

$$\sigma_{X_m} = \sqrt{\frac{(\sigma_{X_a})^2 + (\sigma_{X_b})^2 + (\sigma_{X_c})^2}{9} + (\sigma_{X_{CF}})^2} \quad (2)$$

$$X_{m60} = \frac{X_t}{n} - CF \quad (3)$$

onde,

X_{m60} = valor medio da medida em 60 segundos

X_t = total de contagens no tempo t

$n = \frac{\text{tempo total de medida}}{60 \text{ segundos}}$

CF = contagem de fundo

$$\sigma_{X_{m60}} = \sqrt{\left(\frac{1}{n} \right)^2 (\sigma_{X_t})^2 + (\sigma_{CF})^2} \quad (4)$$

Foram levantadas distribuições axiais de taxa de reação em 42 posições radiais diferentes. Na Figura 4 é apresentada a distribuição de contagens correspondente a posição LO-10. O gráfico e o manuseio dos valores apresentados foram realizados por intermédio do aplicativo ORIGIN /50/.

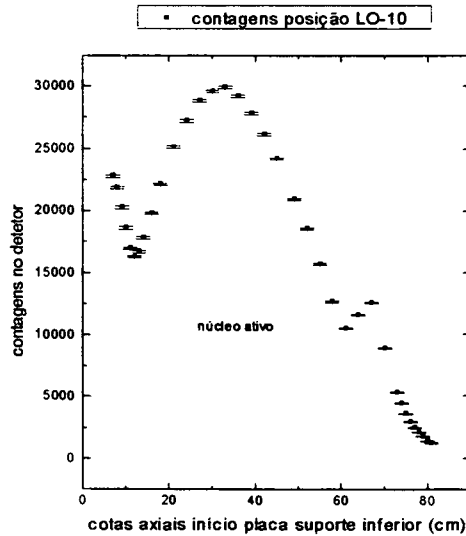


FIGURA 4 - Mapeamento axial de contagens na posição LO-10.

MODELAGEM DE CÁLCULO DE DISTRIBUIÇÃO DE TAXA DE REAÇÃO

O sistema de códigos utilizado para obtenção da distribuição de taxa de reação equivalente à da minicâmara de fissão foi baseado nos códigos NJOY/AMPX II/HAMMER-TECHNION/CITATION[7-9]. Para a obtenção da distribuição de fluxo neutrônico no reator são realizadas 3 etapas de cálculo. 1) geração de constantes multigrupo em estrutura fina de grupo de energia (84 grupos de energia), NJOY/AMPX II; 2) geração de constantes multigrupo em uma estrutura grossa de grupos (2 grupos de energia) representativa (homogeneizada) das várias regiões constituintes do reator. HAMMER-TECHNION; 3) cálculos de difusão no reator como um todo, CITATION.

Para se obter a taxa de reação equivalente aos resultados de medida com a minicâmara de fissão é necessário determinar-se a seção de choque efetiva do detector. Esta seção de choque é dependente do espectro de nêutrons no ponto onde está sendo feita a medida.

Para se obter o comportamento espectral do fluxo de nêutrons no reator utilizou-se resultados de medidas de razão de Cd existentes[3], conforme pode ser visto na Figura 5. Nota-se que a razão de Cd é constante em torno de 80 % da região ativa axial do núcleo. A razão de cádmio (Cd) constante indica que se tem a razão entre fluxos rápido e térmico constantes.

A câmara de fissão que tem isótopo ^{235}U como elemento ativo é basicamente sensível a nêutrons térmicos. Assim sendo, considerou-se para a seção de choque representativa da taxa de reação no detector como constante para todo o reator tendo valor unitário para o grupo térmico e nulo para o grupo rápido. Considerou-se que

estes valores sejam os mesmos para qualquer região do reator. O valor numérico da seção de choque não é importante, uma vez que as comparações entre cálculo e medida são relativas e não absolutas. A normalização utilizada para esta comparação é feita de maneira que a média das distribuições na região ativa do núcleo seja unitária para cada posição comparada. Espera-se que os resultados sejam melhores para a região central do reator onde a razão de Cd é constante.

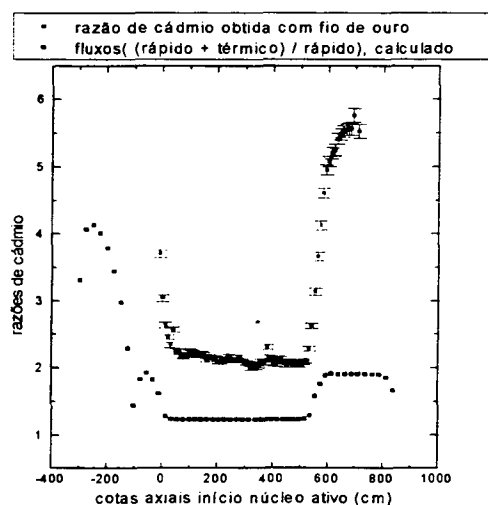


FIGURA 5 - Distribuição de razões de cádmio medidas e relação entre fluxo total e rápido calculado.

COMPARAÇÕES ENTRE MEDIDAS E CÁLCULOS

Foram feitas comparações para todas as 42 posições medidas. A Figura 6 mostra a comparação entre os valores calculados e experimentais normalizados, na posição NS-10.

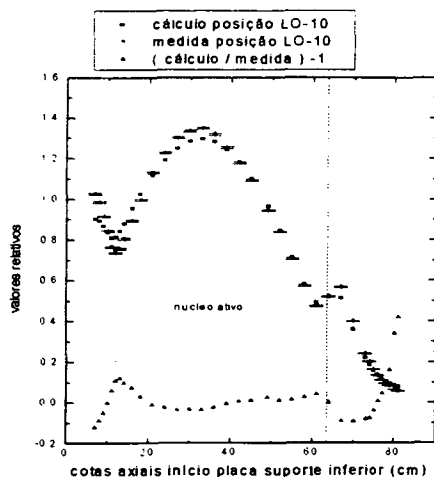


FIGURA 6 - Comparação entre valores calculados e experimentais de fluxo de nêutrons térmicos.

A Tabela 1 mostra as discrepâncias médias nas regiões:

- do núcleo ativo - região onde encontra-se o combustível (da cota 8,9 até a cota 63,9 cm)
- do refletor - região externa ao núcleo ativo, constituída de água leve (cotas 6,9, 7,9 e da cota 66,9 a 80,9 cm).
- do núcleo todo - região composta do núcleo ativo e refletor (da cota 6,9 até a cota 80,9 cm)
- do núcleo assintótico - região no núcleo ativo onde as razões de cádmio, obtidas por ativação de fios de ouro são consideradas constantes, conforme a Figura 5.2 (da cota 15,9 à cota 54,9 cm).
- e da periferia do núcleo - região do núcleo ativo descontado o núcleo assintótico (cotas 8,9; 9,9; 10,9; 11,9; 12,9; 13,9; 57,9; 60,9 e 63,9 cm).

TABELA 1 - Valores médios das discrepâncias do cálculo em relação ao experimento.

Posição	Núcleo ativo	Refletor	Reator todo	Núcleo assintótico	Periferia
NS-01	--	0.11	0.11	--	--
NS-02	--	0.13	0.13	--	--
NS-03	--	0.09	0.09	--	--
NS-04	0.23	0.16	0.21	--	0.27
NS-05	0.03	0.14	0.07	0.02	--
NS-06	0.07	0.17	0.10	0.05	--
NS-07	0.04	0.18	0.06	0.04	--
NS-08	0.04	0.16	0.08	0.04	--
NS-09	0.05	0.15	0.08	0.04	--
NS-10	0.04	0.13	0.07	0.02	--
NS-11	0.04	0.14	0.08	0.05	--
NS-12	0.04	0.17	0.09	0.04	--
NS-13	0.04	0.14	0.08	0.03	--
NS-14	0.04	0.17	0.08	0.03	--
NS-15	0.04	0.18	0.09	0.04	--
NS-16	0.04	0.13	0.08	--	0.05
NS-17	0.16	0.17	0.11	--	0.20
NS-18	--	0.23	0.23	--	--
NS-19	--	0.07	0.07	--	--
NS-20	--	0.09	0.09	--	--
NS-21	--	0.09	0.09	--	--
NS-22	--	0.10	0.10	--	--
LO-01	--	0.13	0.13	--	--
LO-02	--	0.09	0.09	--	--
LO-03	--	0.10	0.10	--	--
LO-04	0.08	0.22	0.13	--	0.07
LO-05	0.04	0.17	0.09	0.03	--
LO-06	0.04	0.15	0.08	0.03	--
LO-07	0.04	0.15	0.08	0.03	--
LO-08	0.04	0.16	0.08	0.03	--
LO-09	0.04	0.14	0.07	0.03	--
LO-10	0.04	0.13	0.07	0.02	--
LO-11	0.04	0.13	0.07	0.04	--
LO-12	0.04	0.15	0.08	0.03	--
LO-13	0.03	0.15	0.08	0.02	--
LO-14	0.04	0.13	0.07	0.03	--
LO-15	0.03	0.14	0.07	0.03	--
LO-16	0.03	0.08	0.05	0.03	--
LO-17	0.03	0.15	0.08	--	0.03
LO-18	--	0.31	0.31	--	--
LO-19	--	0.14	0.14	--	--
LO-20	--	0.12	0.12	--	--
valor médio	0.05	0.14	0.10	0.03	0.12

As discrepâncias máximas e sua localização no núcleo ativo e núcleo assintótico estão mostradas na Tabela 2. A periferia do núcleo foi considerada em torno de 5 cm para dentro a partir da interface do núcleo refletor a partir de resultados da razão de cádmio obtidos da Figura 5.

Para a análise considerou-se algumas regiões no núcleo, obtendo-se nestas regiões as seguintes médias das discrepâncias do cálculo em relação ao experimento.

- Núcleo ativo - 5 %
- Refletor - 14 %
- Núcleo todo - 10 %
- Núcleo assintótico - 3 %
- Periferia do núcleo ativo - 12 %

TABELA 2 - Valores de discrepâncias máximas e sua localização no núcleo ativo e assintótico.

Posição mapeada	Cota axial (cm)	Desvio máximo núcleo ativo (%)	Cota axial (cm)	Desvio máximo núcleo assintótico (%)
LO-04	60,9	18,1	--	
LO-05	11,9	11,6	17,9	5,5
LO-06	13,9	12,7	29,9	3,9
LO-07	12,9	10,4	17,9	5,1
LO-08	12,9	10,4	29,9	5,2
LO-09	13,9	10,9	29,9	4,8
LO-10	11,6	11,6	26,9	3,9
LO-11	11,9	7,0	23,9	5,9
LO-12	12,9	8,0	29,9	5,3
LO-13	11,9	8,0	29,9	4,5
LO-14	11,9	10,0	26,9	4,3
LO-15	12,9	7,0	48,9	4,4
LO-16	11,9	8,0	26,9	4,3
LO-17	8,9	8,0	--	--
NS-04	15,9	40,0	--	--
NS-05	11,9	6,4	26,9	3,8
NS-06	11,9	16,1	48,9	7,7
NS-07	11,9	8,3	23,9	6,3
NS-08	51,9	6,0	51,9	6,0
NS-09	60,9	7,0	20,9	6,7
NS-10	12,9	11,6	26,9	3,9
NS-11	60,9	8,0	54,9	7,4
NS-12	60,9	10,0	54,9	6,8
NS-13	63,9	10,0	32,9	4,4
NS-14	63,9	10,0	51,9	5,7
NS-15	8,9	9,0	54,9	7,2
NS-16	9,9	9,0	--	--
NS-17	15,9	22,0		

Destes valores conclui-se que:

No núcleo ativo do reator o valor de 5 % é bastante satisfatório quando utilizado para a determinação operacional da potência, devido ter-se estabelecido a margem de 10 % como margem de desligamento do reator. Este valor pode também ser extrapolado para projeto de reatores maiores levando-o em conta para cálculos relacionados a análise de acidentes minimizando os custos de projeto e desenvolvimento da instalação.

Na Tabela 2 pode-se observar que os desvios máximos no núcleo ativo encontram-se na periferia do reator. Esta região tem importância pequena quando comparada com o núcleo ativo, na determinação da

potência total do reator, o que leva a este valor ser consistente com os valores estabelecidos em projeto.

No núcleo assintótico, observa-se na Figura 6 uma tendência do cálculo subestimar os valores experimentais na parte inferior do núcleo e a superestimar esses valores na parte superior do núcleo. Um comportamento tendencioso é verificado também na obtenção da distribuição de potência por varredura gama de varetas combustíveis /10/.

Na Figura 5 observa-se uma pequena inclinação nas razões de cádmio obtidas com a ativação de fios de ouro, em relação a valores semelhantes obtidos pelo cálculo, de maneira que o cálculo também subestima esse parâmetro na região inferior do núcleo e superestima esse valor na região superior. A razão de cádmio é, basicamente, a razão entre a taxa de reação total, devido a nêutrons rápidos epitérmicos e térmicos, e taxa de reação devido somente a nêutrons epitérmicos e rápidos no detector de ativação, no caso fio de ouro.

Desta observação, embora as discrepâncias obtidas nesta região foram pequenas, em média 3 %, estima-se que esses valores podem ser melhorados por correções das taxas de reação nos valores calculados. Como foi mencionado, a taxa de reação do detector calculada foi obtida considerando que a seção de choque no detector seja constante em todo o reator para nêutrons térmicos e nula em todo o reator para nêutrons rápidos. A razão de cádmio da Figura 5 indica que a variação espectral forte na periferia do reator de ve causar alterações na resposta do detector e portanto em sua seção de choque macroscópica.

A causa para o comportamento da razão de cádmio decrescer ao longo da altura do núcleo deve-se, possivelmente, a presença das barras de controle no topo do reator o que favorece o aumento de absorção de nêutrons térmicos nessa região.

No núcleo todo e refletor temos valores médios, das discrepâncias, significativos, 10 % e 14 % respectivamente. Nestas regiões as hipóteses de que a sensibilidade da câmara seja somente a nêutrons térmicos e, principalmente, que não há variação do espectro de nêutrons no reator não se aplicam. Dessa maneira deve-se aplicar correções nas taxas de reação no detector de maneira que possa-se obter melhores comparações.

Observa-se também um significativo aumento dos valores médios das discrepâncias nas posições LO-18, NS-17 e NS-18. Estas posições encontram-se na interface do núcleo ativo e refletor. Este aumento pode ser explicado, além das considerações anteriores, pela utilização da teoria de difusão nesta região.

CONCLUSÕES

A câmara de fissão miniatura MCFU-17, projetada e construída no IPEN/CNEN-SP, juntamente com a eletrônica associada apresentaram desempenho satisfatório quanto a sua utilização. Os resultados de mapeamento de taxa de reação na câmara de fissão forneceram boa comparação com a metodologia de cálculo. Foram obtidos

os seguintes valores médios das discrepâncias do cálculo em relação as medidas: Núcleo ativo - 5 %. Refletor - 14 %, Reator todo - 10 %, Núcleo assintótico - 3 %, Periferia do núcleo ativo - 12 %. Esses resultados são bastante satisfatórios ressaltando-se que o valor de 5 % no núcleo melhora significativamente quando a análise é feita na região assintótica do núcleo, cujo valor dessa discrepância é de 3 %.

reflector, 10 % in the total reactor (active core - reflector), 3 % in the asymptotic core, and 12 % in the core boundary (within 5 cm from the reflector).

REFERÊNCIAS

- 1 BERGER, F. *Neutron Measurements With Miniature Fission Chambers*. Cadarache, 1978. Tese (Doutorado) (CEA-N-2035).
 - 2 TANGARI, C. M.; MOREIRA, J. M. L.; JEREZ, R. *Mapeamento de Fluxo Térmico no Reator IEA-R1*. São Paulo:1986. Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. (IPEN-Pub-93).
 - 3 MARQUES, A. L. F. *Medida do Fluxo de Nêutrons Térmicos do Reator IPEN/MB-01 com Detectores de Ativação de Fios de ¹⁹⁷Au*. São Paulo: 1995. Dissertação (Mestrado), Instituto de Pesquisas Energética e Nucleares, 1995.
 - 4 CARNEIRO, A. L. G. *Medida de Distribuição da Densidade de Potência Relativa do Núcleo do Reator IPEN/MB-01 pela Técnica de Varredura Gama da Vareta* São Paulo: 1995. Dissertação (Mestrado), Instituto de Pesquisas Energética e Nucleares, 1997.
 - 5 PEREIRA, M. C. C.; NAPOLITANO, C. M.; PEREZ, H. E. B. *Desenvolvimento de Câmara de Fissão para Controle de Reactores Nucleares*. Em: III CONGRESSO GERAL DE ENERGIA NUCLEAR. 22 A 27 abril 1990, Caxambu.
 - 6 RFAS - *Relatório Final de Análise de Segurança do Reator IPEN/MB-01* São Paulo: IPEN/CNEN-SP, Cap. I, 1988.
 - 7 MacFARLANE, et al. *The NJOY Nuclear data Processing System*. Los Alamos Laboratory: 1982 (LA-9303-M).
 - 8 BARHEN, J.; RHOTENSTEIN, W.; TAVIV, E. *The HAMMER Code System Technion*. Israel Institute of Technology: (NP-565), 1978.
- FOWLER, T. B.; VONDY, D. R. *Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION*, (ORNL-TM 2496), 1972.

ABSTRACT

This work presents the results obtained from measurements of the neutron flux distribution with a miniature fission chamber in the IPEN/MB-01 reactor. It shows the results from flux mapping for 42 radial positions with data acquisition in 36 axial positions for each radial position. These data, for the fission reaction rates are compared to the corresponding ones obtained from the CITATION code. The results presents average discrepancies of 5 % in the active core, 14 % in the