

COMPARAÇÃO TEORIA/EXPERIMENTO DO MAPEAMENTO
DE FLUXO DO REATOR IEA-R1

Marcelo de Freitas Pintaud
Coordenadoria de Projetos Especiais - COPESP
Av. Professor Lineu Prestes, 2242 - São Paulo

Adimir dos Santos
Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN

R E S U M O

Esse trabalho visa obter uma comparação entre o fluxo térmico medido via metodologia de acompanhamento do reator IEA-R1 e o obtido experimentalmente. Pela análise efetuada, o aspecto mais relevante na comparação é de o fluxo térmico obtido via cálculo encontrar-se sistematicamente superestimado em relação ao experimental, embora em alguns casos a discrepância situar-se dentro da incerteza experimental.

INTRODUÇÃO

Seguindo uma tendência mundial, o reator IEA-R1, localizado nas dependências do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, vem sistematicamente sofrendo a conversão da utilização de combustível de alto enriquecimento (HEU) para baixo enriquecimento (LEU). Os elementos combustíveis padrão e de controle para a conversão são de 18 e 12 placas, respectivamente e estão sendo produzidos pelo Departamento de Metalurgia do IPEN/CNEN/SP. Atualmente, a placa matriz do núcleo do IEA-R1 possui 31 elementos combustíveis, sendo 11 elementos (2 de controle) de fabricação IPEN.

O processo de qualificação dos elementos combustíveis iniciou-se em 1985 com a introdução na placa matriz de dois elementos parciais, um com apenas 2 placas combustíveis nas posições externas do elemento e outro com 10 placas, sendo as restantes de alumínio. Esses elementos combustíveis parciais forneceram subsídios para a fabricação dos elementos combustíveis atuais. Em vista disso, ao contrário do que normalmente ocorre em outros países, o processo de qualificação dos elementos combustíveis está sendo realizado no próprio núcleo do reator.

Nesse processo de qualificação, continuamente é realizado um acompanhamento da irradiação dos elementos combustíveis, o qual é efetuado baseado na análise dos dados de operação do reator, nas medidas das condições da água de refrigeração do núcleo e em parâmetros neutrônicos e termo-hidráulicos. Dentre os parâmetros neutrônicos é de fundamental importância a análise do fluxo visto que é através desse parâmetro que determina-se a queima e a densidade de potência de cada elemento. No acompanhamento neutrônico efetuado no IEA-R1 atualmente, os únicos parâmetros de operação disponíveis para verificação dos cálculos numéricos via códigos computacionais são a posição crítica de barras e o excesso de reatividade. Dessa forma, é imprescindível o respaldo experimental no que tange a distribuição do fluxo térmico no reator para a verificação da metodologia de acompanhamento do IEA-R1.

Recentemente, foram efetuadas irradiações de folhas de Au-197 (nuas e cobertas com cádmio) [1] visando mapear o fluxo térmico nos elementos combustíveis residentes no núcleo do reator. Esses dados experimentais servirão como padrão de comparação para a distribuição espacial do fluxo térmico no IEA-R1.

Esse trabalho tem como propósito principal a comparação da distribuição do fluxo térmico obtido pela metodologia de acompanhamento atualmente empregada no IEA-R1 com os dados obtidos via experimental. Serão analisadas a distribuição espacial do fluxo em vários elementos combustíveis com ênfase nos elementos de fabricação IPEN.

SITUAÇÃO DO REATOR IEA-R1 NO EXPERIMENTO

O experimento de irradiação de folhas de ouro foi realizado no período em que se encontrava no núcleo do reator a configuração 165B. Essa configuração está ilustrada na Figura 1. Os elementos combustíveis numerados de 80 a 112, são de U-Al, com enriquecimento de 93 %, de fabricação americana. Da mesma forma, os elementos de 119 a 122, são de U-Al, enriquecidos a 93 %, de origem francesa. Já os elementos numerados de 123 a 127, são de UAl_x-Al, 20 % enriquecidos, fabricação NUKEN. Por fim, os elementos de 129 a 138 enriquecidos a 20 %, são de U3O8-Al, fabricados no IPEN/CNEN/SP.

A queima média do núcleo na ocasião do experimento era de aproximadamente 31,48 %. Na Figura 2 são apresentadas as queimas relativas (%) de cada elemento combustível nessa época.

METODOLOGIA DE ACOMPANHAMENTO DO IEA-R1

Atualmente, os cálculos relativos ao acompanhamento do reator IEA-R1 têm sido efetuados utilizando os seguintes códigos: HAMMER-TECHNION [2], LEOPARD [3], 2DB [4] e CITATION [5].

Os códigos HAMMER-TECHNION e LEOPARD efetuam o cálculo espectral para célula unitária fornecendo parâmetros de poucos grupos dependente da queima para cálculo de reator.

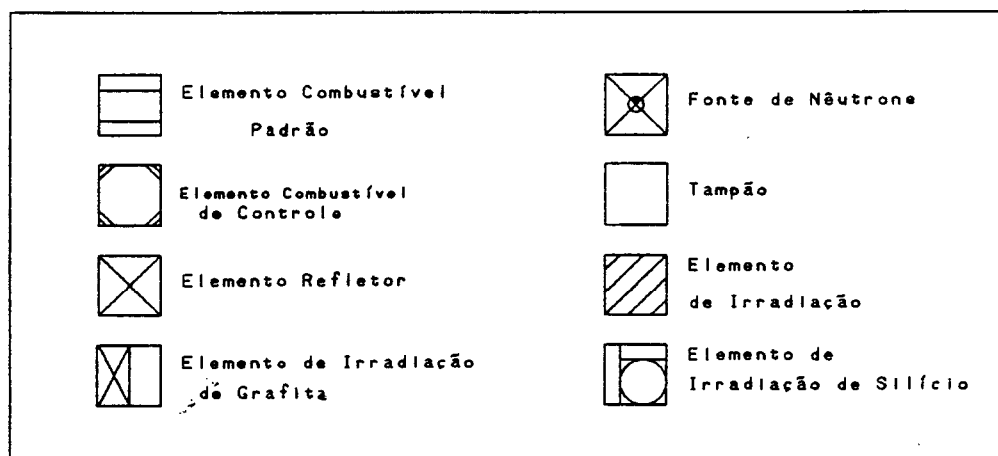
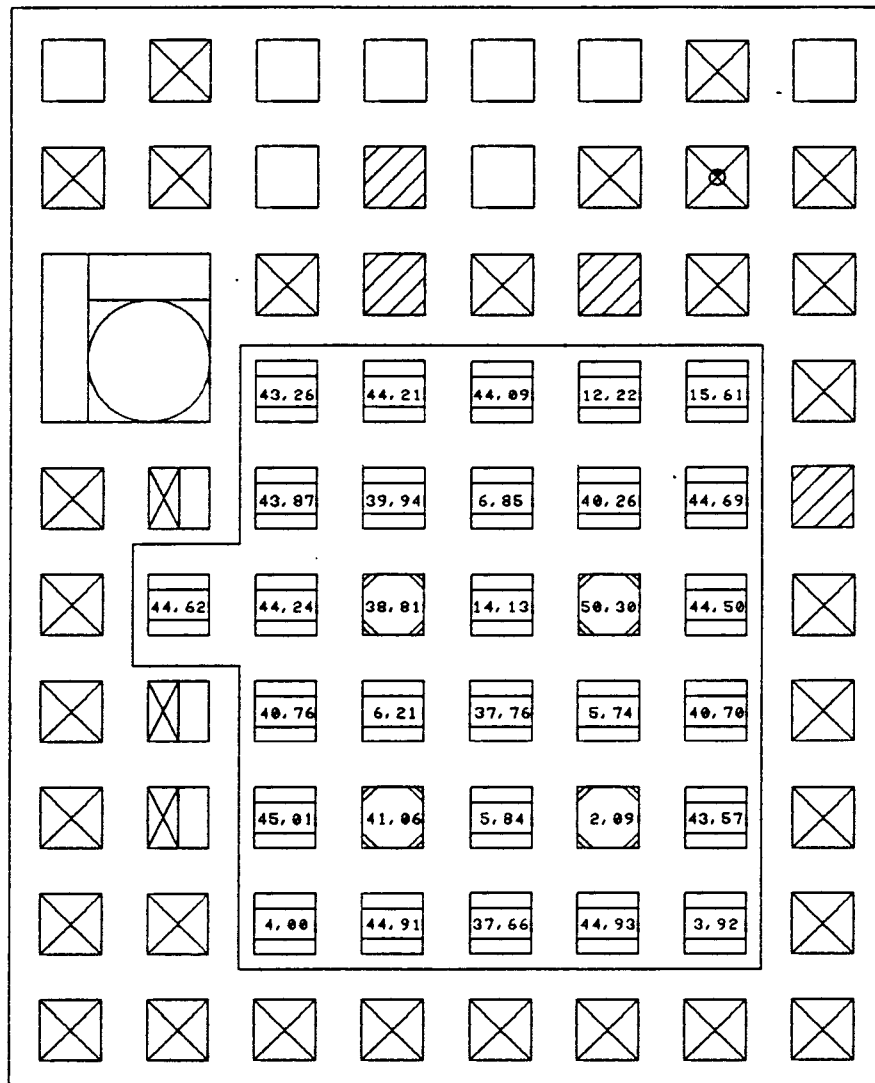


Figura 2 - Queimas relativas (%) dos Elementos Combustíveis

O código 2DB efetua o cálculo de reator em geometria bidimensional através de resolução da equação de difusão por diferenças finitas utilizando-se as seções de choque de poucos grupos obtidos com o cálculo celular. As seções de choque são interpoladas em relação a queima; ao final do cálculo o código fornecerá seções de choque macroscópicas em dois grupos dos vários elementos para serem utilizadas no código CITATION.

O código CITATION resolve a equação de difusão por meio de diferenças finitas e efetuará o cálculo em geometria tridimensional utilizando as seções de choque fornecidas pelo código 2DB, obtendo-se ao final do cálculo o valor do excesso de reatividade do núcleo. O fluxograma abaixo ilustra os passos descritos acima :

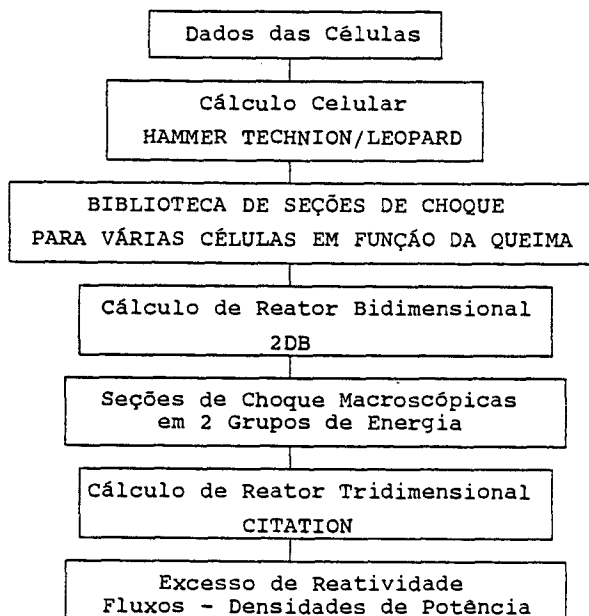


Figura 3 - Fluxograma de Cálculo do Reator IEA-R1.

CONVERSÃO TAXA DE REAÇÃO/FLUXO - TEORIA

O mapeamento de fluxo de nêutrons em um reator nuclear é geralmente efetuado a partir das taxas de reação em folhas ou fios imersos no moderador do sistema. A grandeza fundamental medida nesse procedimento é a taxa de emissão alfa, gama, beta ou produtos de fissão, a partir da qual é determinada a taxa de reação de uma reação específica e material pré-definido. Como exemplos de materiais comumente utilizados como materiais de ativação encontram-se: Co-59, Au-197, Al-27, In-115, U-235. Para cada material está intimamente associada uma reação na qual será detectada uma partícula emitida (α , β , γ , ou produto de fissão) derivada de reação com nêutrons. O fluxo na célula unitária nesse caso é inferido preservando-se a taxa de reação no moderador e na célula. Ao se preservar a taxa de reação para se obter o fluxo na célula torna-se necessário o conhecimento da seção de choque da reação de ativação, grandeza essa obtida por meio de biblioteca de dados nucleares e convenientemente ponderadas no espectro do sistema. Matematicamente a conversão entre taxa de reação no moderador e fluxo na célula pode ser escrita da seguinte forma [6]:

$$\phi_{c.c.11} = \frac{R}{\sigma_a F G} \quad (1)$$

onde :

- $\phi_{c.c.11}$ = fluxo na célula
- R = taxa de reação medida por núcleo alvo
- σ_a = seção de choque microscópica de ativação no moderador
- F = razão entre o fluxo no moderador e o fluxo na célula
- G = fator de correção para levar em consideração a depressão do fluxo na fôlha de ativação

A equação (1), embora exata, é de pouca utilidade se a conversão entre a taxa de reação e o fluxo não for efetuada numa forma compatível com a estrutura de grupo dos códigos geralmente utilizados na análise neutrônica de reatores de pesquisa. A estrutura de grupo comumente utilizada pelo CITATION engloba os seguintes limites de energia :

- grupo 1 : 10 Mev - 0.8208 MeV
- grupo 2 : 0.8208 Mev - 5.530 keV
- grupo 3 : 5.530 Kev - 0.625 eV
- grupo 4 : 0.625 ev - 1.0E-05 eV

Dessa forma, é essencial que o fluxo obtido pela equação (1) seja obtido nos limites acima, para que a comparação de metodologia do cálculo com os fluxos obtidos via taxa de reação, seja efetuada de maneira simples e consistente.

O mapeamento das taxas de reação no IEA-R1 foi efetuado com folhas de Au-197 nuas e cobertas com cádmio, com o objetivo de se obter principalmente o mapeamento do fluxo térmico no reator. A espessura da cobertura de cádmio é escolhida de tal forma que o corte do fluxo se localiza em torno de 0.625 ev.

A metodologia utilizada para a obtenção da seção de choque de ativação (n, γ) do Au-197 e da razão entre o fluxo no moderador e o fluxo na célula foi baseada no módulo XSDRNPM do sistema AMPX-II [7]. Os dados nucleares do Au-197 vieram do arquivo "standard" da ENDF/B-V e foram transformados em parâmetros de multigrupo pelo sistema NJOY [8]. A obtenção do fluxo térmico é imediatamente feita com o auxílio da equação (1) convenientemente escrita na região térmica.

RESULTADOS

Nas Figuras 4, 5, 6 e 7, são apresentadas as comparações entre o fluxo de nêutrons térmicos axial ao longo do comprimento ativo dos elementos combustíveis, obtido pela metodologia de acompanhamento do reator IEA-R1 e os resultados experimentais obtidos conforme referência [1]. Duas dessas figuras apresentam os fluxos em elementos de fabricação IPEN, uma apresenta os fluxos em um elemento de fabricação NUKEN e outra em um elemento americano, os quais são representativos do comportamento geral, conforme concluído após análise de cada elemento combustível.

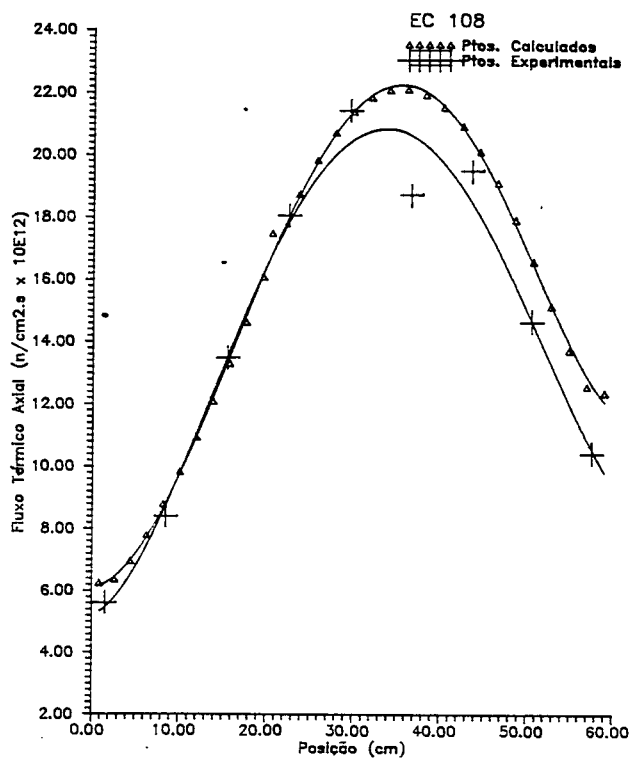


Figura 4 - Fluxos Térmicos no EC 108

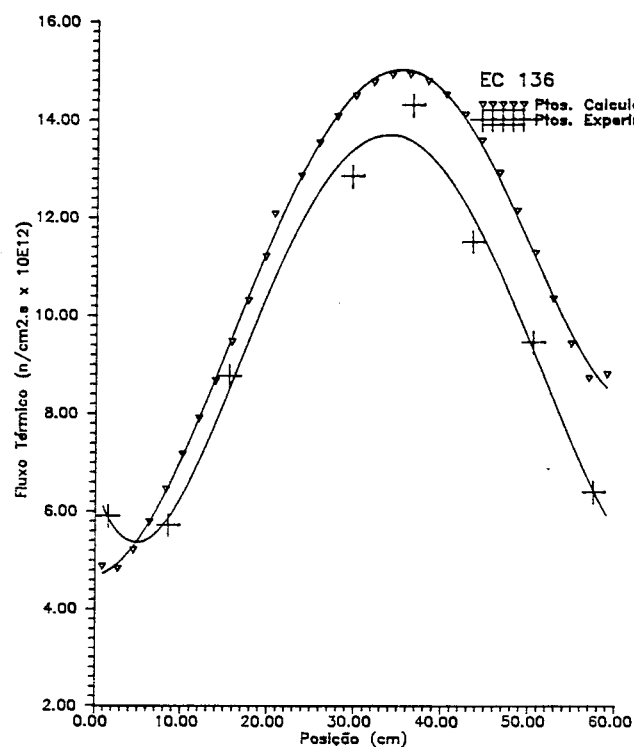


Figura 6 - Fluxos Térmicos no EC 136

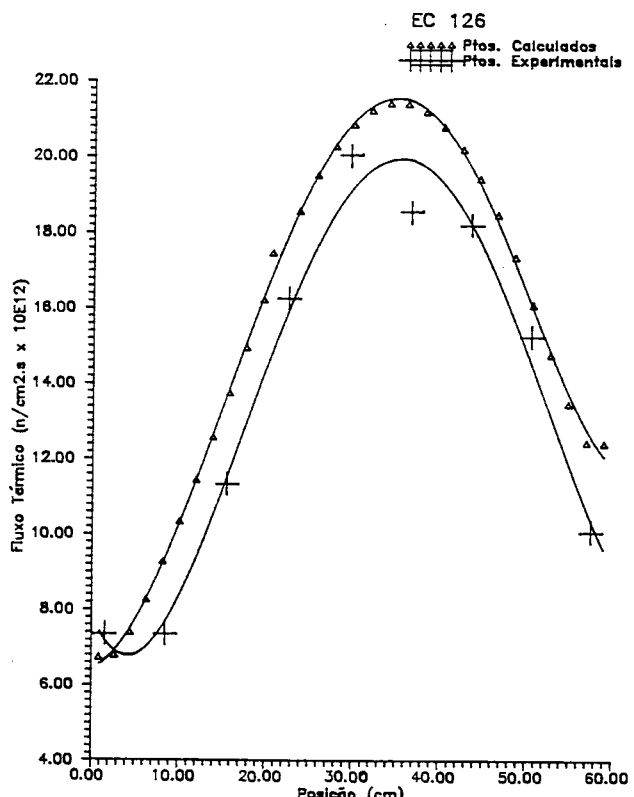


Figura 5 - Fluxos Térmicos no EC 126

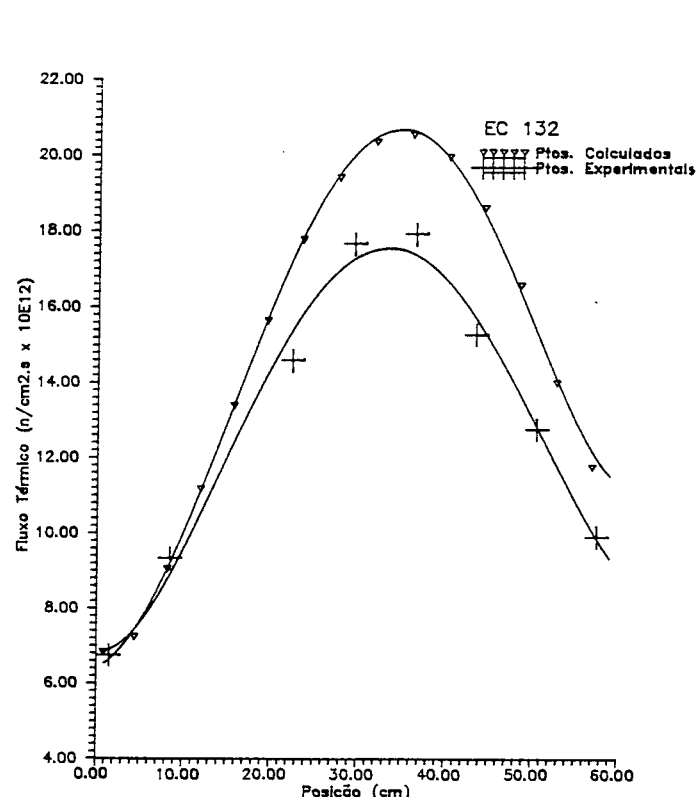


Figura 7 - Fluxos Térmicos no EC 132

O primeiro aspecto a ser observado é que o fluxo térmico obtido via metodologia de acompanhamento do IEA-R1, encontra-se sistematicamente superestimado, embora em alguns casos a diferença entre o fluxo calculado e o medido se situa dentro da margem de incerteza experimental de 6 % [1]. Além disso, também é evidente das Figuras 4, 5, 6 e 7, que o fluxo calculado apresenta uma 'curvatura' mais pronunciada do que a obtida experimentalmente. Parte dessa discrepância pode ser creditada ao tratamento dado à queima do elemento combustível. Na metodologia de acompanhamento, a queima é considerada constante ao longo do elemento combustível, o que automaticamente implica em um conjunto único de seções de choque por elemento. Na realidade o que se observa é que a queima é uma função da posição axial (além da radial) no elemento combustível, sendo mais acentuada na região central do elemento.

Conclui-se que, devido ao tratamento usado, a metodologia de acompanhamento considera queimas menores na região central do elemento e queimas maiores na periferia, em relação à queima real ao longo do elemento combustível. Nesse caso, existe um impacto na forma da distribuição axial do fluxo térmico, visto que, para uma mesma região se a queima é maior o fluxo será menor e vice-versa.

Alguns aspectos devem ser considerados em trabalhos futuros. Inicialmente, deve-se concentrar esforços no sentido de esclarecer o porquê do fluxo térmico calculado estar superestimado em relação ao experimental. Esse aspecto tem implicação nas queimas fornecidas via cálculo.

A seguir, em relação aos dados experimentais deve-se considerar os seguintes aspectos: a) analisar o comportamento da seção de choque térmica do Au-197 em relação à queima; b) analisar o comportamento da seção de choque do Au-197 em função da posição axial no elemento e radial na configuração. Esse último aspecto é importante na periferia do elemento visto que o espectro térmico varia bruscamente na interface entre a região ativa e o refletor.

Finalmente, deve-se estabelecer métodos para quantificar com melhor precisão a energia de corte do cádmio. Esse aspecto é fundamental para compatibilizar a comparação entre teoria e experimento.

CONCLUSÕES

Pela análise efetuada, conclui-se que o aspecto mais relevante na comparação feita é que o fluxo térmico obtido via metodologia de acompanhamento do IEA-R1 encontra-se sistematicamente superestimado. Esse aspecto será objeto de estudos futuros. Com relação aos dados experimentais, deve-se concentrar esforços no sentido de se obter parâmetros fornecidos via cálculo (σ_a^n do Au-197, razão do fluxo do moderador e fluxo na célula, etc) com maior sensibilidade, principalmente no que tange ao efeito da queima e interface núcleo-refletor. Além disso, também é de suma importância que esses parâmetros sejam fornecidos com uma margem de incerteza pré-estabelecida.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] - Bitelli, U.d'U. - Medida da Distribuição Espacial do Fluxo de Nêutrons Térmicos no Núcleo do Reator IEA-R1. IX Encontro Nacional de Física de Reatores e Termo-Hidráulica, Caxambú, MG, 1993.
- [2] - Barhen, J., Rhotenstein, W., Taviv, E.; "The HAMMER Code System Technion", Israel Institute of Technology, Haifa, Israel, NP-565, Oct. 1978.
- [3] - Barry, R.F., "LEOPARD - A spectrum Dependent Non-Spatial Depletion Code", WCAP-3269-26, Westinghouse Electric Corporation (1963).
- [4] - Little, W.W., Jr. and R.W. Hardie, "2DB - User's Manual", BNWL-831 (1969).
- [5] - Fowler, T.B.; D.R. Vondy, "CITATION - Nuclear Reactor Core Analysis Code"; ORNL-TM-2496, Rev.2, 1971.
- [6] - Nuclear Merchantship Reactor Project, BAW-1203 (Vol.1-15), 1961.
- [7] - Greene, N.M., Ford III, W.E. et alli, "AMPX-II: A Modular Code System for Generating Coupled Multigroup Neutron-Gamma Libraries from Data in ENDF Format", PSR-63, Oak Ridge National Laboratories.
- [8] - MacFarlane, R.E., Muir, D.W., Boicourt, R.M.; "The NJOY Nuclear Data Processing System, Vol-I : User's Manual", Report LA-9393-M, 1982.

ABSTRACT

This work has the aim to compare the thermal flux distribution in the IEA-R1 reactor obtained by the calculational methodology used in this reactor and by experiment. It has been found that the most important aspect is that the calculated thermal neutron flux is systematically overestimated even though for some cases the discrepancy falls inside of the experimental uncertainty.