



AVALIAÇÃO DAS SECÇÕES DE CHOQUE DO Th-232 e U-233

Amory Martins Dias

AVALIAÇÃO DAS SECÇÕES DE CHOQUE DO Th-232 E U-233

Amory Martins Dias

Dissertação para obtenção do Título de "Mestre em Ciências e Tecnologia Nucleares" - Orientador Prof. Dr. Willem Jan Oosterkamp. Apresentada e defendida em 13 de junho de 1978, na Escola Politécnica da Universidade de São Paulo.

APROVADA PARA PUBLICAÇÃO EM JUNHO/1977

CONSELHO DELIBERATIVO

MEMBROS

Klaus Reinach - Presidente
Roberto D'Utra Vaz
Helcio Modesto da Costa
Ivano Humbert Marchesi
Admar Cervellini

PARTICIPANTES

Regina Elisabete Azevedo Baretta
Flávio Gori

SUPERINTENDENTE

Rômulo Ribeiro Pieroni

INSTITUTO DE ENERGIA ATÔMICA
Caixa Postal 11.049 (Pinheiros)
Cidade Universitária "Armando de Salles Oliveira"
SÃO PAULO - BRASIL

INDICE

	Pag
1 – COMENTÁRIOS INICIAIS	1
1.1 – Introdução	1
1.2 – Razão de Uso do Tório nos Reactores Rápidos	1
1.3 – Histórico	3
1.4 – Justificativa e Objectivo do Trabalho	3
2 – CONSTANTES NUCLEARES	4
2.1 – Introdução	4
2.2 – Medidas Experimentais e suas Incertezas	4
2.3 – Necessidade de Medidas Integraes	11
2.3.1 – Arranjos Críticos Simples	11
2.3.2 – “Mockup”	12
2.4 – Preparação de uma Biblioteca de Seções de Choque	12
2.4.1 – Sistema F N D F	12
2.5 – Outras Bibliotecas	12
3 – DESENVOLVIMENTO DO TRABALHO	13
3.1 – Introdução	13
3.2 – Método de Cálculo	13
3.3 – Preparação das Seções de Choque	13
3.3.1 – Fator de Autoblindagem	13
3.3.2 – Interpolação dos Fatores de Autoblindagem	19
3.3.3 – Programa CITATION	19
3.4 – Reactores Utilizados	19
3.4.1 – “Experimental Breeder Reactor I”	19
3.4.2 – “Experimental Breeder Reactor II (EBR-II)”	19
3.4.3 – “Breeder Reactor – I (BR-I)”	19
3.4.4 – “Advanced Epithermal Thorium Reactor” (AETR)	22
4 – RESULTADOS	22
4.1 – Introdução	22
4.2 – Avaliação do U-233	27
4.3 – Avaliação do Th-232	44

	Pág.
5 – COMENTÁRIOS FINAIS E CONCLUSÕES	51
APÊNDICE A – Concentrações dos Elementos que Constituem o EBR-I (10^{24} at/cm³)	52
APÊNDICE B – Concentração dos Elementos que Constituem o EBR-II (10^{24} at/cm³)	53
APÊNDICE C – Concentração dos Isótopos Pesados no BR-I (1×10^{23} at/cm³)	54
APÊNDICE D – Composição dos Elementos do AETR ("CORE" de 1 a 9)	55
APÊNDICE E – Limite dos Grupos de Energias	56
APÊNDICE F	57
F.1 – Impurezas das Amostras Usadas nas Medidas Experimentais no EBR-I	57
F.2 – Impurezas das Amostras Usadas nas Medidas Experimentais no EBR-II	58
F.3 – Impurezas das Amostras Usadas nas Medidas Experimentais no AETR	59
APÊNDICE G – Determinação do "Buckling" β	60
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	61

AValiação DAS SECÇÕES DE CHOQUE DO Th-232 E U-233

Amory Martins Dias

RESUMO

Avalia-se o conjunto de seções de choque em multigrupos do Th-232 e U-233, pertencente à biblioteca ENDF/B-III, através do confronto direto entre resultados teóricos e dados integrais em experiências realizadas nos reatores rápidos IBR-I, EBR-II, BR-I e AETR.

Os valores calculados apresentam um desvio da ordem de 10% em relação aos resultados experimentais, revelando-se portanto satisfatórios para cálculos neutrônicos.

1 – COMENTÁRIOS INICIAIS

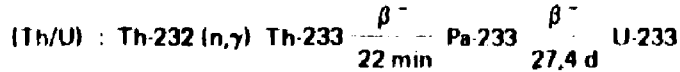
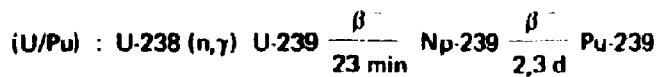
1.1 – Introdução

A Coordenadoria de Engenharia Nuclear do Instituto de Energia Atômica (IEA), a partir de 1974 vem desenvolvendo pesquisas sobre reatores rápidos regeneradores, em particular, o "Gas Cooled Fast Reactor" (GCFR). Uma das principais finalidades destas pesquisas é de desenvolver a produção de energia, economicamente, face a sua grande demanda. Sob este ponto de vista, o reator rápido GCFR, super conversor, poderá produzir mais isótopos físséis que consumidos, a partir do U-238 ou Th-232, materiais férteis, que pela captura de um nêutron, transformam-se em elementos físséis Pu-239 e U-233 respectivamente. Os primeiros esforços para o desenvolvimento destes reatores foram empregados pela Comissão de Energia Atômica dos Estados Unidos no programa "Liquid Metal Cooled Fast Breeder Reactor" (LMFBR)⁽³²⁾, cujas pesquisas iniciais foram dirigidas para o desenvolvimento do ciclo de U-238/Pu-239. Entretanto, é de nosso interesse o desenvolvimento do ciclo de Th-232/233, levando em conta que nossas reservas de tório comparadas com as de urânio apresentam proporções bem mais significativas⁽²²⁾.

1.2 – Razão do Uso do Tório nos Reatores Rápidos

Os reatores, rápidos e térmicos além de gerarem energia elétrica podem ser utilizados para produzirem novos combustíveis nucleares, a partir dos materiais férteis adicionados. O Th-232 e o U-238 absorvendo nêutrons, sofrem um processo de transmutação interna resultando na produção de U-233 e Pu-239 respectivamente. Estes experimentam fissões em quaisquer níveis de energia, e, estão aptos a funcionar como combustíveis nucleares. Reatores que contenham materiais férteis são consequentemente conversores. A reação em cadeia consome o combustível existente e ao mesmo tempo cria novo combustível, que eventualmente poderá substituir o queimado ou então, ser removido, e aproveitado para o carregamento de outros reatores.

Somente o urânio (U-235) é encontrado na natureza, juntamente com o isótopo de urânio (U-238), com uma percentagem de 99,3% de U-238. Tanto o Pu-239 como o U-233 são artificiais, e, portanto, há necessidade de produzi-los, a partir do U-238 e Th-232. Dois ciclos foram desenvolvidos para a conversão destes materiais férteis. Esses são: urânio/plutônio e tório/urânio. As reações que os envolvem são:



Considerando que a maioria dos reatores alimenta-se de urânio (U-235) como combustível, e que este é apenas 0,7% urânio natural, parte de U-238 será convertido em Pu-239. Existem reatores que são fabricados visando a produção de materiais combustíveis em proporções maiores do que são consumidos, estes são chamados de reatores super conversores ou regeneradores (Breeders).

Definindo-se η (η) como a razão de número de nêutrons emitidos por número de nêutrons absorvidos, nota-se que quando este for maior que 2 é satisfeita a condição de um reator regenerativo. Este valor é necessário considerando-se que um nêutron deve ser consumido para manter a reação em cadeia. A Tabela I mostra o valor de η para os isótopos físsseis U-233, U-235 e Pu-239 quando empregados em reatores térmicos e rápidos. Nota-se que os reatores rápidos são os melhores para serem empregados como regeneradores, tornando aproveitável a grande fonte de energia existente nas reservas mundiais de urânio e tório. Estas poderão ser duplicadas ou triplicadas por reatores rápidos trabalhando no ciclo U/Pu ou Th/U respectivamente. Enquanto os reatores térmicos dominarem a produção de energia nuclear, o custo do combustível será predominante, pela importância dos materiais físsseis para estes reatores. Por conseguinte, os principais fatores que classificam o tório como o melhor elemento para ser empregado em cobertores (blankets) de reatores rápidos são os seguintes: o maior valor de η do U-233, num espectro térmico, quando comparado ao U-235 e Pu-239, e o seu preço que segundo Kasten⁽¹⁵⁾ será de 50% a 100% mais alto do que o Pu-239, pelo menos até o fim deste século, Figura 1. Existe portanto, uma grande vantagem econômica em produzir-se U-233 em vez de Pu-239 em reatores rápidos.

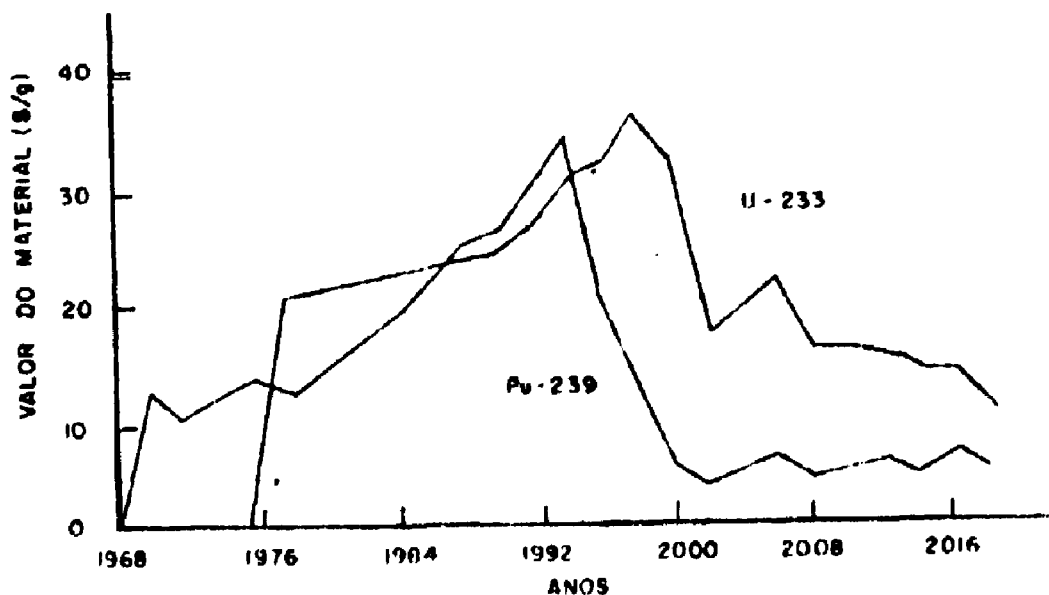


Figura 1 - Preço do U-233 e Pu-239 Estimado até o Fim deste Século⁽³²⁾

Tabela I

Valores de η para o U-233, U-235 e Pu-239^(*)

Reatores	U-233	U-235	Pu-239
Térmicos	2,28	2,07	2,09
Rápidos	2,64	2,45	3,03

(*) Referência 32

1.3 – Histórico

Até há pouco tempo, os principais dados para cálculos de física de reatores e em particular, o conhecimento das secções de choque, estavam dirigidos para as pesquisas de interesse em reatores térmicos. Não obstante, na década de 60⁽²⁷⁾, com o desenvolvimento dos reatores rápidos, tornou-se necessário, o aprimoramento das pesquisas na faixa de operação deste novo tipo de reator. Contudo, poucos trabalhos têm sido realizados.

O interesse pelos isótopos de tório (Th-232) e urânio (U-233) se evidenciou desde o início das pesquisas sobre reatores rápidos, pelos motivos que eram citados na seção anterior. Entretanto, ao passo que eram acelerados os trabalhos sobre estes reatores, crescia paralelamente o interesse pelos isótopos de tório e urânio. Com isto, os conhecimentos em torno destes núclídeos ganharam maiores proporções, e os dados básicos, como secção de choque, foram mais desenvolvidos, principalmente, quanto às reações de captura e fissão, por serem as principais reações responsáveis pelo balanço de nêutrons dentro do reator.

1.4 – Justificativa e Objetivo do Trabalho

A região do reator que envolve o caroço, parte central, é chamada de cobertor. Esta é responsável por 30% da produção do material físsil produzido. Portanto, a substituição do urânio pelo tório nesta região, assegurará uma considerável produção de U-233. Infelizmente, poucas pesquisas têm sido realizadas, sobre o comportamento do cobertor de tório⁽²⁰⁾. Por conseguinte, a Coordenadoria de Engenharia Nuclear do IEA, concentrou parte de seus esforços na avaliação em nível de mestrado^o do uso de tório em cobertores de reatores rápidos, como por exemplo o GCFR.

Para estas pesquisas, é de crucial importância que os dados de entrada, como secções de choque, sejam os mais precisos possíveis. Estes, foram fornecidos pela biblioteca ENDF/B-III⁽¹⁶⁾, a qual foi formada com o aprimoramento dos dados da versão anterior. Contudo, estes não foram avaliados para todos os núclídeos a ela pertencentes, mas somente para alguns materiais de maior interesse na época tais como o U-235, U-238 e Pu-239 os quais apresentam variações da ordem de 10% na secção de choque de captura e fissão^(2,15,28). Portanto a verificação das secções de choque do Th-232 e U-233 cujos valores não foram avaliados, constitui o desenvolvimento deste trabalho.

* Artur Pays – Avaliação Neutrônica de "Blankets" de Tório Metálico em Reatores Refrigerados por Gás.

Shu Feye – Estudo do Comportamento Térmico e Mecânico do Envoltório de Tório Metálico em Reatores Rápidos Refrigerados por Gás.

Manami Kosaka – Estudo da Viabilidade de Construção de um Conjunto sub-crítico de tório.

2 – CONSTANTES NUCLEARES

2.1 – Introdução

As secções de choque do nêutron para materiais que constituem o reator, são as primeiras informações necessárias para o desenvolvimento dos cálculos de física de reatores. Todas as informações dos demais parâmetros são fortemente dependentes da precisão destes dados. Infelizmente, tanto para energias altas como para energias baixas, existem materiais que apresentam grandes variações nas secções de choque^(13,8,28). Os materiais combustíveis apresentam ressonâncias para captura e fissão, enquanto que os elementos leves apresentam ressonâncias dado os espalhamentos elásticos. Entretanto, somente, até certas energias, as ressonâncias foram resolvidas. No entanto, para energias térmicas, os resultados experimentais são mais precisos do que os obtidos na região de operação dos reatores rápidos.

Os esforços para aperfeiçoar estes dados são relativamente recentes. Cerca de 8 a 9 anos atrás, cada centro de pesquisas desenvolvia suas próprias medidas, não existindo, até então, um confronto direto entre esses resultados. Porém, em 1966/67 a United States Atomic Energy Commission (USAEC)^(23,28) estabeleceu o "National Neutron Cross Section Center" situado no "Brookhaven National Laboratory", para colecionar as melhores informações de secção de choque, com finalidade de formar uma biblioteca, que foi chamada de "Evaluated Nuclear Data File" (ENDF).

2.2 – Medidas Experimentais e Suas Incertezas

As incertezas nas secções de choque são em sua maioria consequência da dispersão dos dados. Para um mesmo nuclídeo e mesma região de energia, inúmeras medidas apresentam enormes discrepâncias. Essas dispersões são dadas a fatores de normalizações, como também, a suas técnicas experimentais^(13,26,31,8). Além disso existem ainda, em algumas regiões de energia, constantes nucleares desconhecidas.

As secções de choque de captura e fissão são usualmente medidas em relação a um elemento padrão^(13,26), de secção de choque bem determinada, uma vez que as experiências com valores absolutos exigem técnicas bem mais complexas. Contudo, é importante que as secções de choque sejam normalizadas para um mesmo tipo de elemento padrão, caso contrário, ocorrerão maiores dispersões nos resultados. Geralmente, utiliza-se o urânio físsil, U-235, como elemento padrão, por ser um isótopo de secção de choque de fissão bastante conhecida.

Infelizmente, para o urânio (U-233) e tório (Th-232)^(29,31) existem poucas medidas na região de interesse para reatores rápidos. Uma das medidas mais importantes é a determinação do valor de alfa,

$\alpha = \frac{\sigma_c}{\sigma_f}$, para isótopos físsis^(7,20). Este parâmetro está diretamente relacionado como valor de η através da seguinte expressão: $\eta = \frac{\nu}{1 + \alpha}$. As Figuras 2.1 a 2.3 mostram as discrepâncias entre medidas distintas,

para captura e fissão do Th-232 e U-233; respectivamente. Nota-se que os desvios relativos apresentam maiores proporções para energias mais elevadas, região esta que apresenta escassez de medidas experimentais. As Figuras 2.4 a 2.6 mostram comparações entre as secções de choque selecionadas por Bondarenko⁽³⁾ e as da biblioteca ENDF/B-III para energias de nêutron de 1 eV até 10 MeV. Nota-se que existe uma ligeira discrepância entre esses valores, principalmente para a captura do tório. Deve-se salientar, entretanto, que embora os dados da ENDF/B-III sejam mais recentes, isto não implica necessariamente que estes valores são os melhores apresentados, considerando que poucos trabalhos foram desenvolvidos até agora sobre a avaliação das secções de choque para estes isótopos. A Tabela II.1 apresenta os valores de captura e fissão para outros nuclídeos, onde podemos observar que, para os isótopos superiores de plutônio há ainda grandes incertezas em suas medidas, ao passo que o Pu-239 e U-235 apresentam valores menores de 10%, que são considerados satisfatórios para os cálculos de reatores.

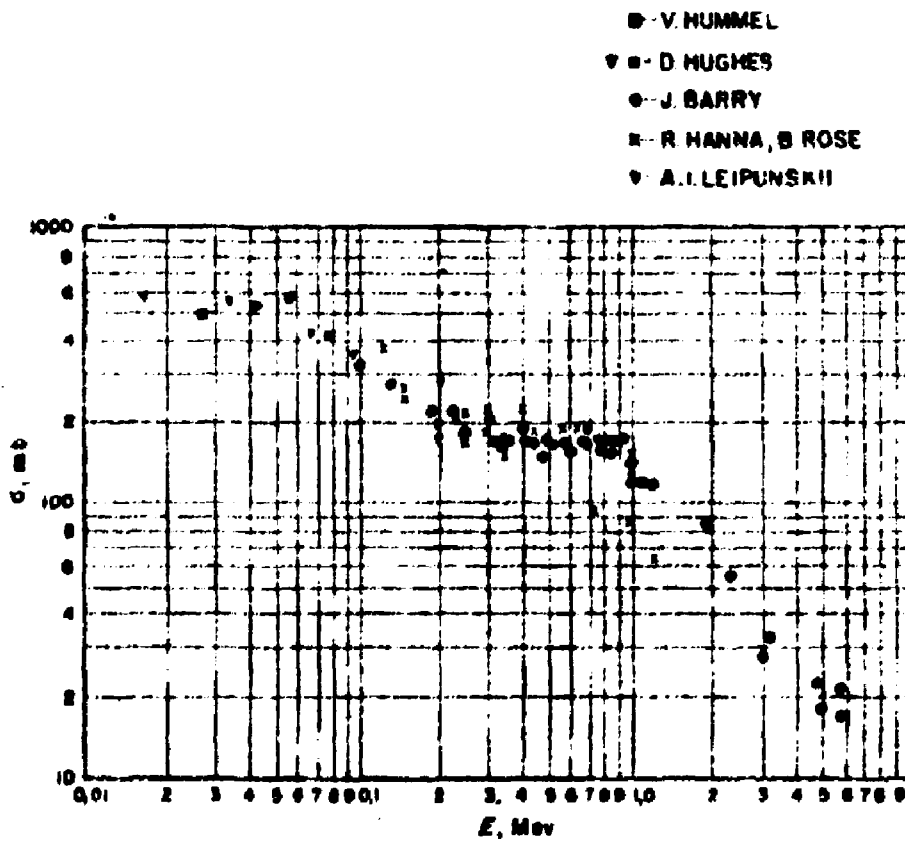


Figura 2.1 - Secção de Choque de Captura do Th-232⁽²⁸⁾

- Allen and Ferguson
- Smith, Hentzel, Nobles
- x Lemphere x 0,94
- White, Hodgkinson, Well
- ∇ Perkin et al.
- + White, Warner

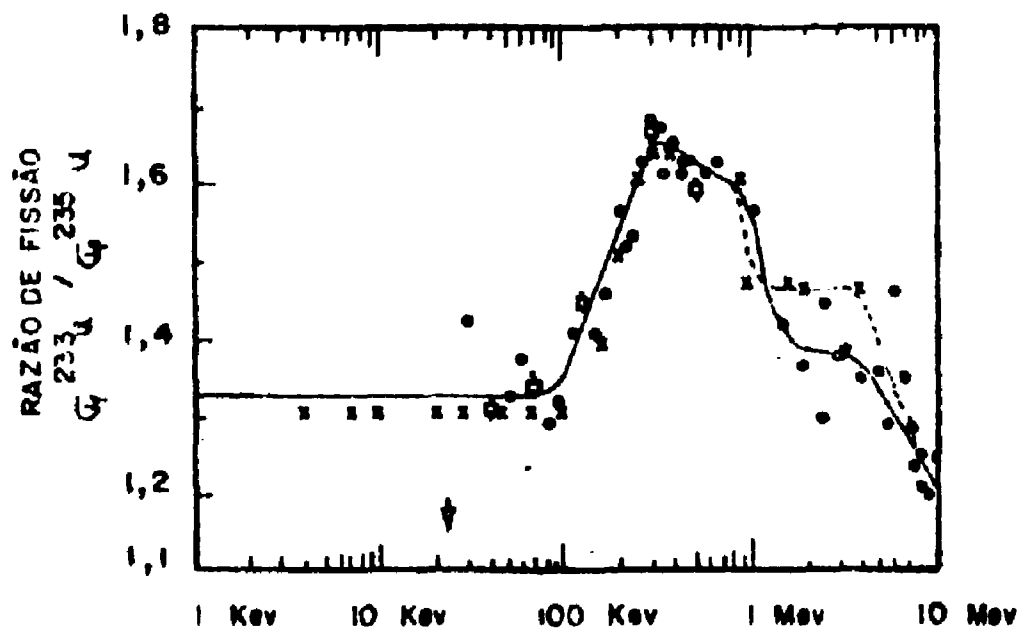


Figura 2.2 - Razão da Secção de Choque de Fissão do U-233 em Relação ao U-235⁽⁷⁾

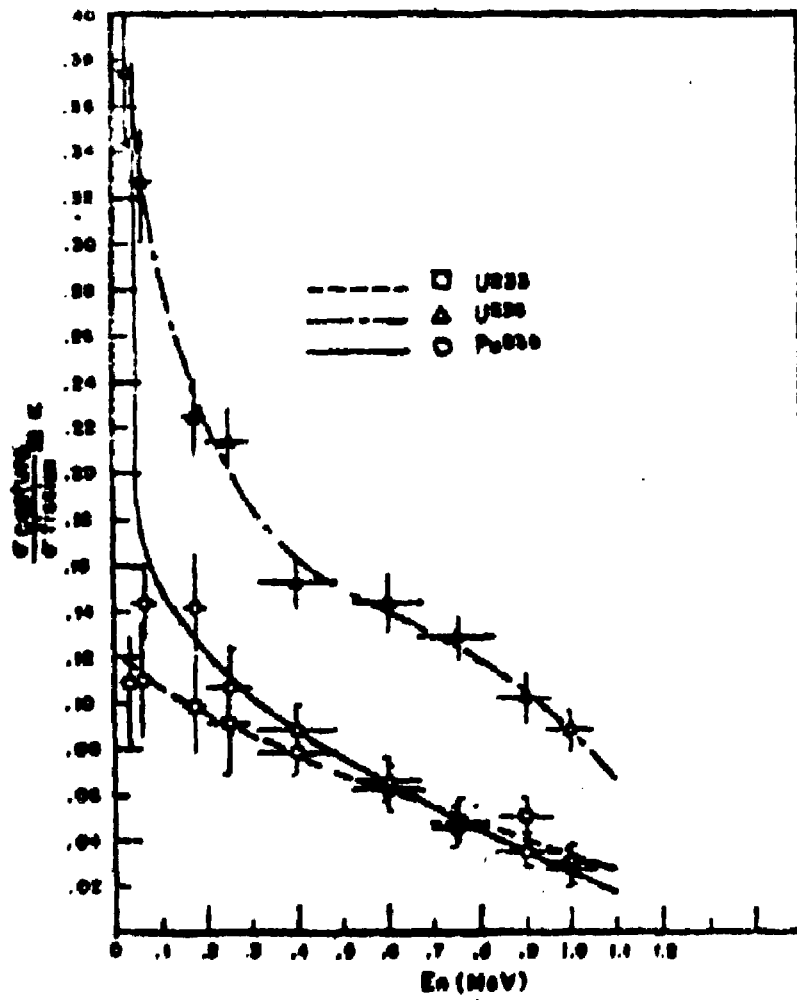


Figura 2.3 - Razão da Secção de Choque de Captura e Fissão⁽²⁸⁾

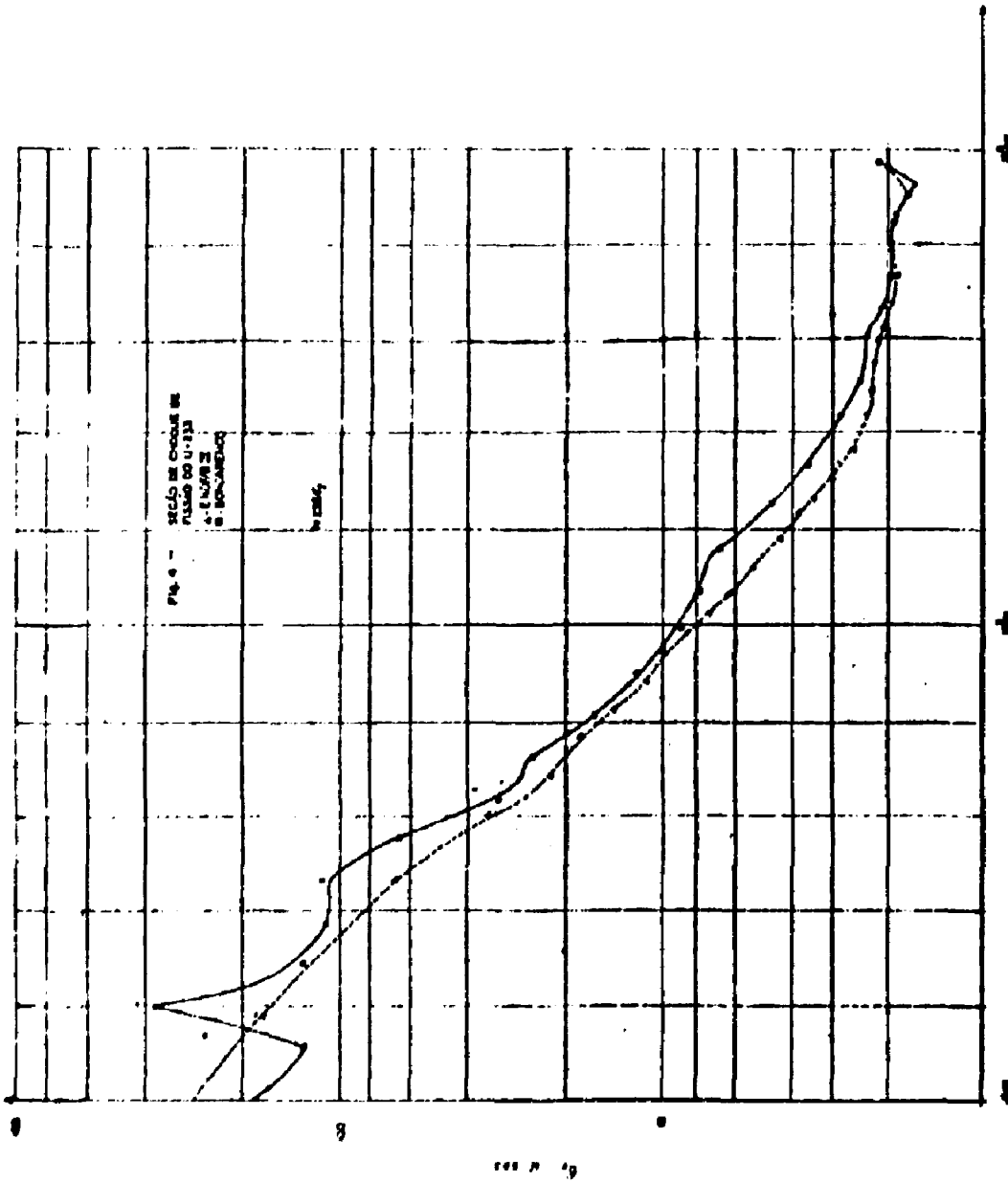


Figura 2.4 Secção de Choque de Fissão do U-233.

- ▲ Enol/B III
- Pondarenko

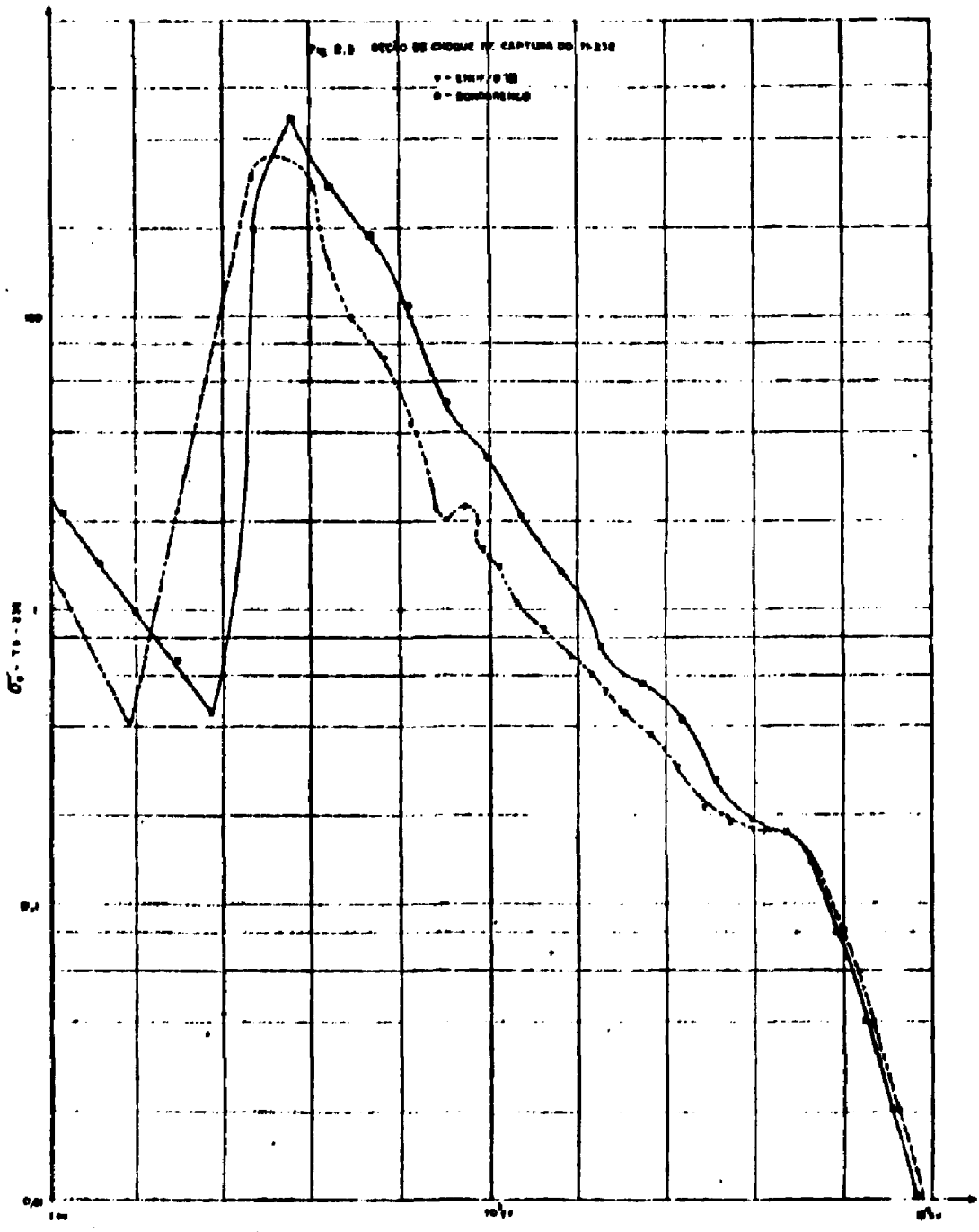


Figura 2.5 - Seção de Choque de Captura do Th-232.

▲ - Enof/B III

■ - Bondarenko

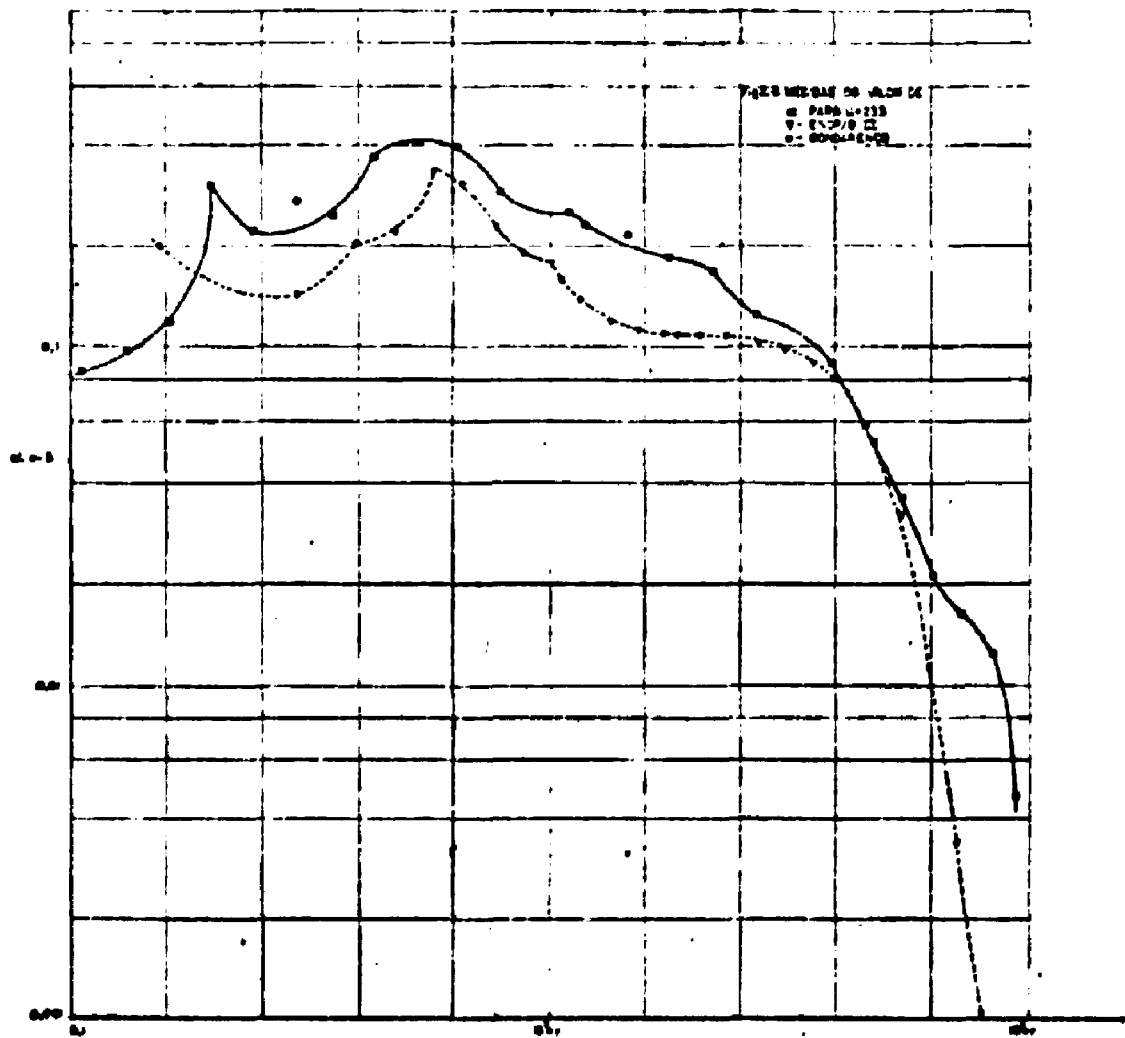


Figura 2.6 Medidas do Valor de α para U-233.

- ▲ Enof/B III
- Bondarenco

Tabela II.1

Medidas da Secção de Choque de Captura e Fissão
Para os Isótopos de Urânio e Plutônio^(*)

Reações	Intervalos de Energias		Incertezas (%)
$^{235}\text{U}(n,f)^{**}$	30 KeV	3 MeV	5
$^{238}\text{U}(n,\gamma)$	100 eV	a 1 MeV	10
$^{238}\text{U}(n,f)$	1 MeV	a 10 MeV	6
$^{239}\text{Pu}(n,\gamma)$	0,1 KeV	a 500 KeV	20
$^{239}\text{Pu}(n,f)$	0,1 KeV	a 10 MeV	10
$^{240}\text{Pu}(n,\gamma)$	0,1 KeV	a 1 MeV	30
$^{240}\text{Pu}(n,f)$	>	1 KeV	20
$^{241}\text{Pu}(n,f)$	>	0,1 KeV	25

(*) Referência 2 nd. Creeber, P. Int. Conf. on Nucl. Data for Reactors. Helsinki, v.1 (1970).

** ALLEN, W.D. and Ferguson, T.G. International Atomic Energy. Vienna, Nuclear Data for Reactors: Vienna, 1970, V.2 p.120-122.

2.3 – Necessidade de Medidas Integrais

Um conjunto de dados experimentais avaliado para projetos de reatores pode ser obtido, por exemplo, das seguintes maneiras: em medidas de secção de choque para núclídeos individuais com energias discretas, ou em medidas de taxas de reações em função da posição no reator. Estes dois modos de avaliar dados apresentam características bem distintas. As medidas são chamadas de "diferenciais" no caso das determinações das secções de choque para um núclídeo individual, e "integrals" (4,5,19,21,23,28), quando se deseja saber, por exemplo, a taxa de fissão do U-235 em diversas posições dentro do reator. Um dado completo de medida diferencial não é obtido num intervalo inteiro de energia para todos os núclídeos de interesse. A avaliação da secção de choque desses núclídeos é obtida com energias discretas, onde apresentam resultados variados, quando comparados com outras medidas. Além disso, as medidas diferenciais nem sempre compreendem a faixa inteira de energia, deixando assim, lacunas a preencher. Encontram-se, portanto, muitas dificuldades na escolha destes dados. Por conseguinte, torna-se necessário a obtenção de medidas integrais, desenvolvidas dentro da região de maior interesse para testar os dados diferenciais e ao mesmo tempo, permitir o desenvolvimento de métodos calculacionais, estabelecendo comparações entre as medidas integrais e cálculos teóricos. As medidas integrais, estão sempre presentes quando um novo tipo de reator está sendo pesquisado. As medidas são realizadas em "Arranjos Críticos Simples" e "Mockup", os quais são descritos abaixo.

2.3.1 – Arranjos Críticos Simples

A definição deste tipo de arranjo⁽²³⁾, não é rigorosa, o arranjo deve apresentar uma geometria

regular simples e de composição homogênea. Nele são testados os dados básicos para projetos de reatores, tais como: secção de choque, medidas de fluxo de nêutrons, etc. Dos resultados, são selecionadas as informações sobre as medidas cujos valores prestam-se também para verificar os métodos de cálculos teóricos desenvolvidos.

2.3.2 – “Mockup”

Neste, o arranjo crítico não é tão simples, sendo organizado de modo que sua geometria e composição possam simular um reator real. Geralmente, são desenvolvidos a partir dos dados obtidos nos arranjos simples, descritos acima. O “Mockup”⁽²³⁾ é o segundo passo na pesquisa de reator, permitindo verificar várias composições do combustível de modo a maximizar a utilização do mesmo. Nele também verifica-se a distribuição das barras de controle. Este arranjo é bastante versátil de modo que os dados dele obtidos permitem a construção dos Reactores de Potência.

As experiências integrais nem sempre são obtidas destes arranjos; reatores de potência são também utilizados para determiná-las.

2.4 – Preparação de uma Biblioteca de Secção de Choque

A preparação de uma biblioteca, inicia-se com uma coleção de dados de secção de choque microscópica dentro de um intervalo de energia de interesse para reatores. A primeira estimativa dos dados, advém de diversas experiências juntamente com suas precisões e aproximações. Estas informações são coletadas, catalogadas e avaliadas. Infelizmente, na realidade, inúmeros destes dados apresentam diferentes valores para uma mesma secção de choque, tornando-se bastante árduo o trabalho de organizar uma seleção de secção de choque. Porém, grande parte destes dados podem ser gerados por programas de computadores. A partir de 1967, um programa foi elaborado para colecionar os melhores valores das secções de choque colocá-las em um formato padrão^(23,28), o qual é atualmente a principal fonte de dados de secções de choque nucleares, ENDF.

2.4.1 – Sistema ENDF

O sistema ENDF, como já foi mencionado, é administrado e dirigido pelo “National Neutron Cross Section Center” (NNCSS). As informações coletadas são armazenadas em sistemas de bibliotecas, ENDF/A e ENDF/B^(23,28). A seleção dos dados que incorporam o sistema ENDF, passam por um processo de comparação entre medidas diferentes da mesma secção de choque, com precisas considerações experimentais. Esse sistema é organizado de maneira que periodicamente seus principais núclídeos são reavaliados. Este trabalho é dedicado ao “Cross Section Evaluation Working Group” (CSEWG). Os resultados de cada avaliação são armazenados nas bibliotecas ENDF/A e ENDF/B. A primeira tem como objetivo colecionar várias informações para um simples material ou uma avaliação parcial cobrindo uma simples secção de choque em uma limitada região de energia. A segunda é um conjunto de informações que contém uma completa avaliação para cada material que será válido até a próxima reavaliação. Qualquer dado para ser incorporado a biblioteca ENDF/B terá que ser aprovado pelo CSEWG, após um período de testes com medidas integrais. Desde a formação da biblioteca ENDF/B, várias adaptações foram feitas, na tentativa de aprimorar seus dados, por isso quatro versões já foram processadas. A primeira foi no período de 1967/68, a segunda em 1970, a ENDF/B-III em 1972 e o ENDF/B-IV em 1975.

2.5 – Outras Bibliotecas

Ocasionalmente, existem dificuldades em se obter precisas informações sobre novos parâmetros nucleares, principalmente para pesquisas onde se desenvolvem os reatores rápidos. Portanto, os centros

de pesquisas sentem a necessidade de avaliar seus próprios dados nucleares⁽²³⁾. Dentro destes trabalhos, tem-se encontrado resultados bastante satisfatórios para secções de choque térmicas, quando comparadas com os de outros centros, ao passo, que para a região rápida muitas discrepâncias foram constatadas. Um cuidado particular deve ser tomado para novas versões do sistema ENDF/B, as quais podem não conter as mesmas precisões das versões anteriores, até que sejam testadas em situações de interesse a serem usadas. Para este campo de interesse os conjuntos de dados, que formam bibliotecas particulares, podem ser considerados uma alternativa para o sistema ENDF/B.

3 – DESENVOLVIMENTO DO TRABALHO

3.1 – Introdução

Calculou-se a razão de captura e fissão dos isótopos Th-232, U-233, U-235, U-238, Pu-239, Pu-240 e Pu-242 em reatores rápidos para avaliar as secções de choque em multigrupos, utilizadas em cálculos neutrônicos de reatores rápidos, e também para testar o método empregado.

As taxas de fissão e captura, e a razão de secções de choque são de particular importância nos cálculos neutrônicos de reatores rápidos. Através de confronto direto entre resultados teóricos e dados integrais obtidos em experiências realizadas nos reatores rápidos, avalia-se as constantes nucleares usadas.

Usou-se dados do Experimental Breeder Reactor I (EBR-I), Experimental Breeder Reactor II (EBR-II), Breeder Reactor I (BR-I) e Advanced Epithermal Thorium Reactor (AETR) para os quais diversas experiências foram realizadas com a finalidade de medir as taxas de captura e fissão na direção radial e axial do reator.

3.2 – Método de Cálculo

As secções de choque em multigrupos utilizadas, foram testadas, principalmente para os isótopos Th-232 e U-233. As secções de choque foram geradas pelo programa ETOX-III⁽¹⁶⁾ e dispostas em 30 grupos de energia para núclídeos infinitamente diluídos. Em seguida foram corrigidas com fatores de autoblindagem e posteriormente empregadas nos cálculos das taxas de reações, usando o Programa CITATION⁽¹²⁾. O desenvolvimento deste método é mostrado no Diagrama 3.1.

Para outros núclídeos, fora Th-232 e U-233, foram também calculadas suas taxas de fissões e captura proporcionando melhor segurança quanto ao método aplicado como também aos resultados destes, principalmente para aqueles de secções de choque bem conhecidas como o U-235, U-238 e Pu-239, servindo como padrões para avaliarmos as secções de choque do Th-232 e U-233. Além disso, as secções de choque em função da energia apresentam comportamento semelhante, respectivamente para isótopos físseis e férteis. Ver Figura 3.1.

A confirmação do método será observada nas comparações dos resultados de reações experimentais e calculadas para aqueles elementos padrões, observando-se que as discrepâncias encontradas situam-se dentro das incertezas já obtidas em trabalhos anteriores. Em seguida será verificado se os resultados referentes aos isótopos de tório e urânio apresentam as mesmas ordens de incertezas daqueles considerados padrões.

3.3 – Preparação das Secções de Choque

3.3.1 – Fator de Autoblindagem

As secções de choque em multigrupo são preparadas pelo programa ETOX-III, utilizando o

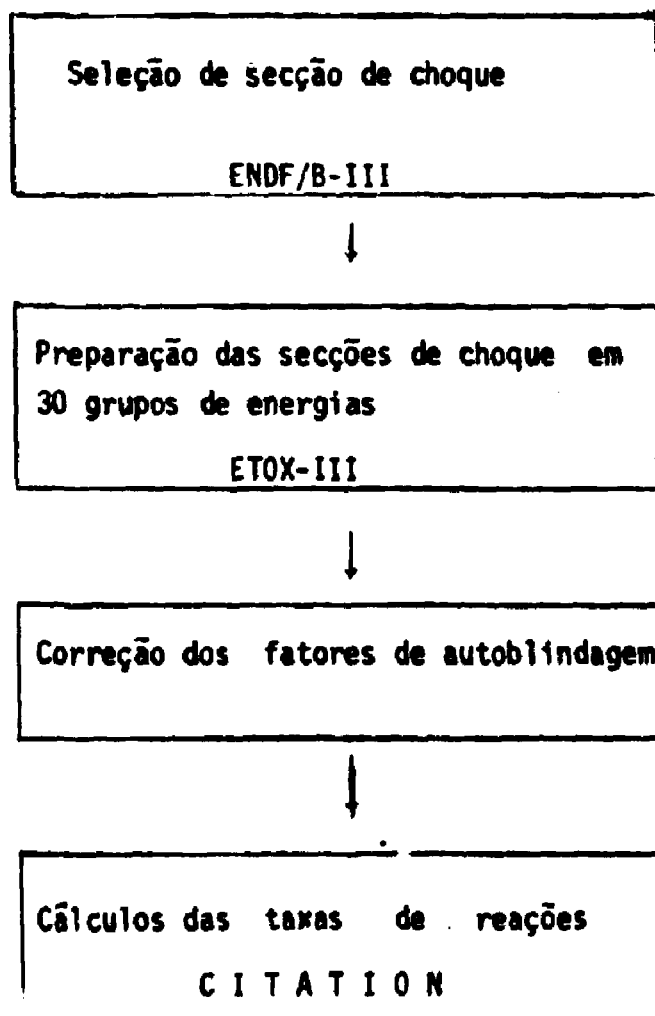


Diagrama 3.1 - Desenvolvimento do Método

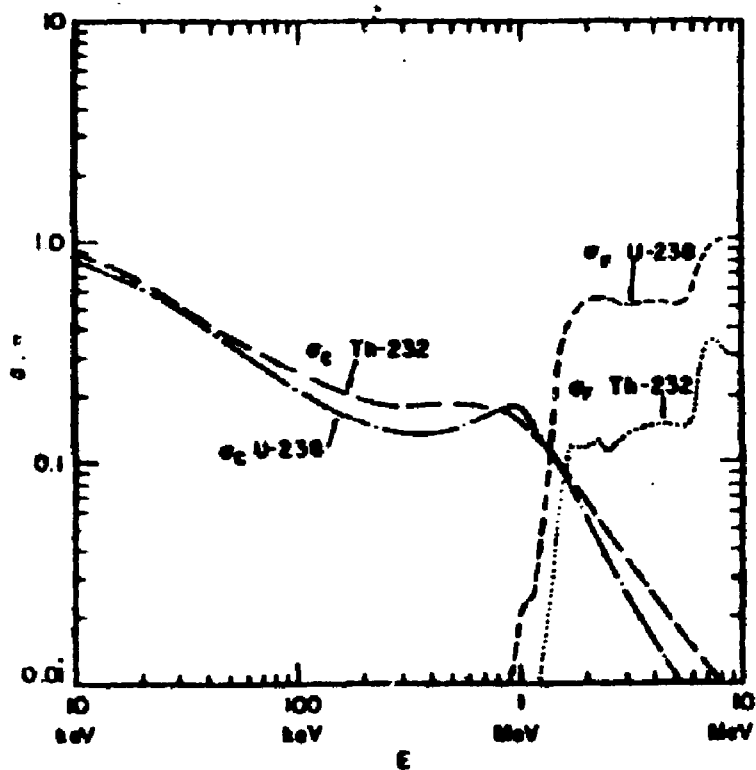


Figura 3.1a - Secção de Choque de Captura e Fissão para os Elementos Férteis Th-232 e U-238⁽²⁸⁾

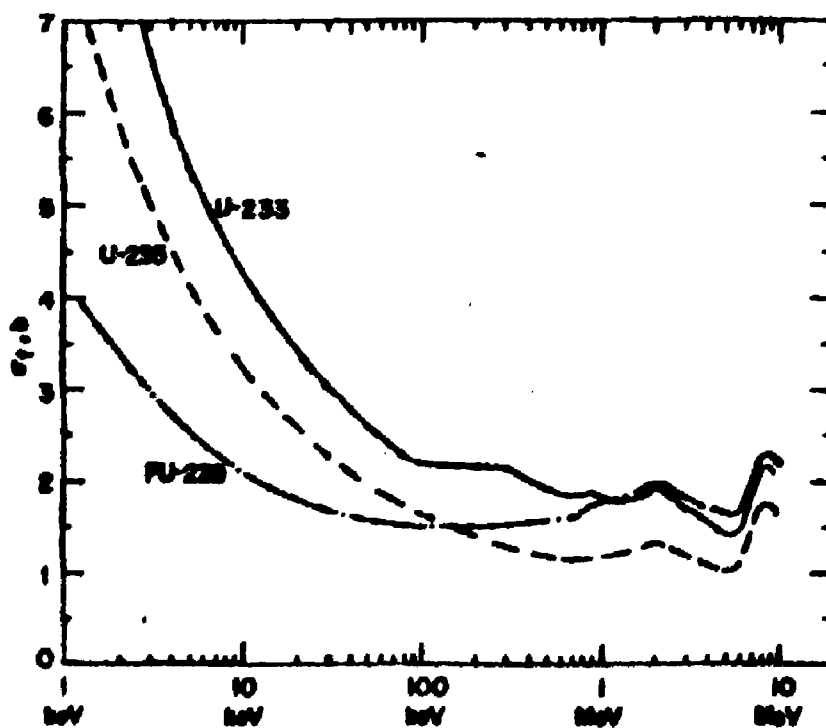


Figura 3.1b - Secção de Choque de Fissão para os Elementos Físseis U-233, U-235 e Pu-239⁽²⁸⁾

método do fator de autoblindagem⁽¹⁶⁾, com os dados das constantes nucleares microscópicas, obtidas da biblioteca ENDF/B-III.

Os valores relativamente baixos das secções de choque dos materiais para nêutrons rápidos implicam num percurso do caminho livre médio do nêutron bem maior comparado às dimensões entre os combustíveis nucleares. Para o caso de reatores rápidos por-temos considerá-lo homogêneo, uma vez que os efeitos de heterogeneidade são pequenos. Para desenvolver este método um cuidado especial na escolha do espectro padrão de nêutrons tem que ser tomado a fim de não acarretar grandes erros, nas secções de choque efetivas. O espectro padrão, $\phi_0(E)$, de nêutrons usado é dado por:

$$\phi_0(E) = \begin{cases} \frac{1}{E} & \text{para } 0 \leq E \leq 2,23 \text{ MeV.} \\ E \cdot e^{-E/1.14} & \text{para } E > 2,23 \text{ MeV} \end{cases} \quad (3.1)$$

Quando um elemento apresentar baixa concentração em um meio considera-se que este encontra-se infinitamente diluído. Se o comportamento de sua secção de choque apresentar ressonâncias e estas não afetarem o espectro de nêutrons, implica que, para este caso, a secção de choque para o elemento j , infinitamente diluído, para reação tipo x , no grupo l , é dado por:

$$\sigma < x_j^l > = \frac{\int_l^l \sigma_{x_j}(E,T) \phi_0(E) dE}{\int_l^l \phi_0(E) dE} \quad (3.2)$$

onde l define os limites do grupo.

Por outro lado, quando a concentração do elemento é significativa e sua secção de choque para uma ou mais reações apresenta ressonâncias, sua presença afeta sobremaneira o espectro de nêutrons. Para o cálculo das secções de choque efetivas é assumida a aproximação de ressonâncias estreitas. O fluxo assume a forma:

$$\phi(E) = \frac{\phi_0(E)}{\Sigma_t(E)} \quad (3.3)$$

$\Sigma_t(E)$ é a secção de choque macroscópica total do meio.

Portanto, as secções de choque efetivas para um elemento são calculadas por:

$$\bar{\sigma}_{x_j^l} = \frac{\int_l^l \sigma_{x_j}(E,T) \phi(E) dE}{\int_l^l \phi(E) dE} \quad (3.4)$$

Entretanto, esta equação implica em muito tempo de computação para calcular as seções de choque efetivas de um grupo, para várias temperaturas e composições. A introdução de fatores de correção que ajustarão as seções de choque infinitamente diluídas, tornou-se mais conveniente.

$$\bar{\sigma}_{xj} = f^I_{xj} \cdot \langle \sigma_{xj} \rangle \quad (3.5)$$

A dependência de $\bar{\sigma}_{xj}$ em relação à composição é reduzida a uma variável $\sigma_{oj}(E,T)$ que leva em conta todos os demais isótopos presentes no meio. É definida por seção de choque de fundo dada pela expressão:

$$\sigma_{oj}(E,T) = \frac{1}{N_j} \sum_{i \neq j} N_i \sigma_{oi} \quad (3.6)$$

Usando as Equações 3.2, 3.3, 3.4, 3.5, e 3.6 podemos escrever:

$$f^I_{xj} = \frac{\int^I \frac{\sigma_{xi}(E,T) \phi_o(E)}{\sigma_{ij}(E,T) + \sigma_{oj}^I} dE}{\int^I \frac{\phi_o(E)}{\sigma_{ij}(E,T) + \sigma_{oj}^I} dE} \times \quad (3.7)$$

$$\times \frac{\int^I \phi_o(E) dE}{\int^I \sigma_{xj}(E,T) \phi_o(E) dE}$$

o valor $\sigma_{oj}(E,T)$ é substituído por seu valor médio dentro do grupo I σ_{oj}^I então:

$$f^I_{xj} = \frac{\int^I \frac{\sigma_{xi}(E,T) \phi_o(E)}{\sigma_{ij}(E,T) + \sigma_{oj}^I} dE}{\int^I \frac{\phi_o(E)}{\sigma_{ij}(E,T) + \sigma_{oj}^I} dE} \times$$

$$\times \frac{\int^I \phi_o(E) dE}{\int^I \sigma_{xj}(E,T) \phi_o(E) dE} \quad (3.8)$$

com esta aproximação a Equação 3.8 torna-se o algoritmo matemático usado para calcular os fatores de auto blindagem para fissão, captura e espalhamento.

O fator de auto blindagem para secção de choque total é derivado a seguir: a secção de choque é dada por,

$$\Sigma_t^I = \frac{\int^I \phi(E,T) dE}{\int^I \frac{\phi(E,T) dE}{\Sigma_t(E,T)}} \quad (3.9)$$

$$\Sigma_t^I = N_1 \sigma_j^I + N_j \sigma_{oj}^I \quad (3.10)$$

das Equações 3.3, 3.9 e 3.10 podemos ter:

$$\bar{\sigma}_{tj}^I = \left\{ \frac{\int^I \frac{\phi_o(E)}{\sigma_{tj}(E,T) + \sigma_{oj}^I} dE}{\int^I \frac{\phi_o(E)}{[\sigma_{tj}(E,T) + \sigma_{oj}^I]^2} dE} \cdot \sigma_{oj}^I \right\} \quad (3.11)$$

substituindo 3.11, 3.2 e 3.3 temos:

$$f_{tj}^I(\sigma_{oj}^I, T) = \left\{ \frac{\int^I \frac{\phi_o(E)}{\sigma_{tj}(E,T) + \sigma_{oj}^I} dE}{\int^I \frac{\phi_o(E)}{[\sigma_{tj}(E,T) + \sigma_{oj}^I]^2} dE} - \sigma_{oj}^I \right\} \times$$

$$\times \left\{ \frac{\int^I \phi(E) dE}{\int^I \sigma_{tj}^I(E,T) dE} \right\} \quad (3.12)$$

As equações 3.8 e 3.12 são utilizadas para determinar os fatores de auto blindagem.

3.3.2 – Interpolação dos Fatores de Autoblindagem

As compilações das seções de choque pelo método de autoblindagem desenvolvido na seção anterior, apresentam geralmente tabelas dos fatores f_{xj} calculados para cinco ou seis valores de σ_0 e três a quatro valores de temperatura. Para valores intermediários deve ser feita uma interpolação dos valores tabelados. Encontra-se no trabalho de referência⁽¹⁰⁾ o desenvolvimento desta interpolação, o qual foi utilizado para determinar os fatores intermediários.

3.3.3 – Programa CITATION

O programa CITATION⁽¹²⁾, baseado na teoria de difusão, e escrito em linguagem FORTRAN IV, utiliza as seções de choque em multigrupos para obter as mais detalhadas e precisas respostas para análise de cálculos de reatores, com possibilidade de desenvolver estes cálculos em até três dimensões. Para o desenvolvimento deste trabalho utilizou-se apenas duas dimensões.

3.4 – Reatores Utilizados

Descrevêremos nesta seção as principais características dos reatores empregados no desenvolvimento deste trabalho.

3.4.1 – “Experimental Breeder Reactor – I”

O Experimental Breeder Reactor – I (EBR-I)⁽⁶⁾, foi o primeiro reator rápido que produziu eletricidade. Sua principal função foi servir para pesquisas da produção de materiais físséis a partir dos férteis, com finalidade de comprovar as perspectivas sobre os reatores rápidos e super conversores. Sua construção iniciou-se no fim da década de quarenta e entrou em criticalidade em agosto de 1951, gerando uma potência de 1,2 MW(Th). Apresenta geometria cilíndrica, e utilizou urânio metálico a 93,5% enriquecido. Entre muitas pesquisas, foi determinada experimentalmente a razão de captura e fissão para os isótopos U-233, U-235, U-238 e Pu-239 na direção axial e radial do reator por Carlis E. Croutham et al.⁽¹⁶⁾ tendo como finalidade estudar o comportamento da produção de nêutrons para cada nêutron consumido. Nesta experiência, utilizou-se amostras de 10 mg encapsuladas por alumínio e distribuídas nas direções axiais e radiais do reator. Figura 3.2. As concentrações dos materiais que constituem o reator estão tabeladas no Apêndice A.

3.4.2 – “Experimental Breeder Reactor – II (EBR-II)”

O Experimental Breeder Reactor – II (EBR-II)^(9,18), é uma versão avançada do EBR-I. Com os mesmos propósitos, ele foi desenvolvido para aprimorar os conhecimentos dos reatores rápidos super conversores e demonstrar a integração destes e o reprocessamento. De geometria cilíndrica, enriquecido a 48,4% de urânio-235 em forma de urânio metálico, entrou em criticalidade em outubro de 1961, operando a uma potência de 62,5 MW(Th).

Para avaliar as influências econômicas e segurança dos reatores rápidos super conversores, N. D. Dudgey et al. determinaram as taxas de fissões e captura para os isótopos U-233, U-235, U-238, Pu-239, Pu-240 e Pu-241, nas direções radiais e axiais deste reator. As amostras distribuídas no reator variam em peso de 1 a 3 mg, e foram encapsuladas por aço inox tipo 304. A Figura 3.3, mostra a distribuição das amostras no reator, e as concentrações dos materiais constituintes deste reator estão tabeladas no Apêndice B.

3.4.3 – “Breeder Reactor – I (BR-I)”

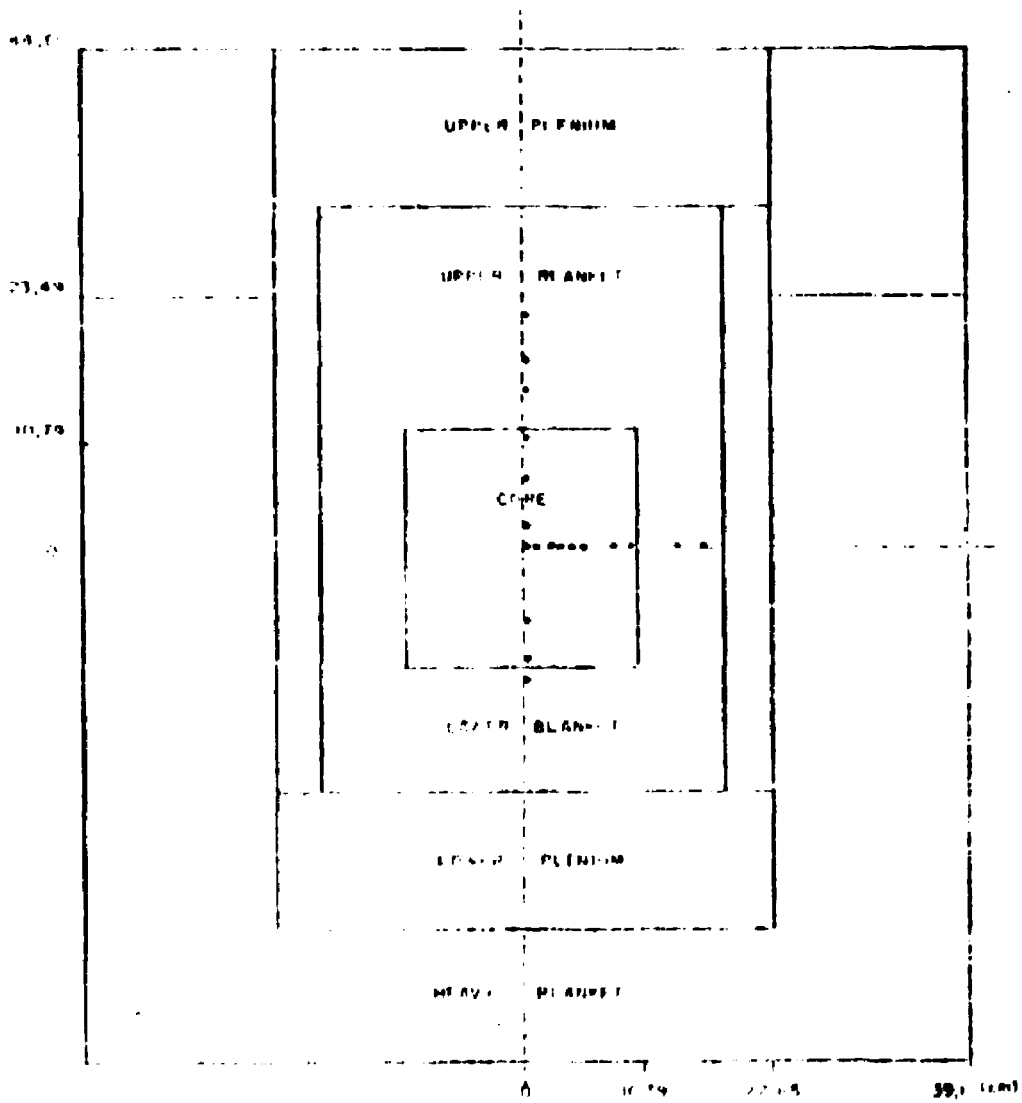


Figura 3.2 Distribuição das Amostras nas Direções Radiais e Axiais do Reator EBR-I⁽¹⁴⁾

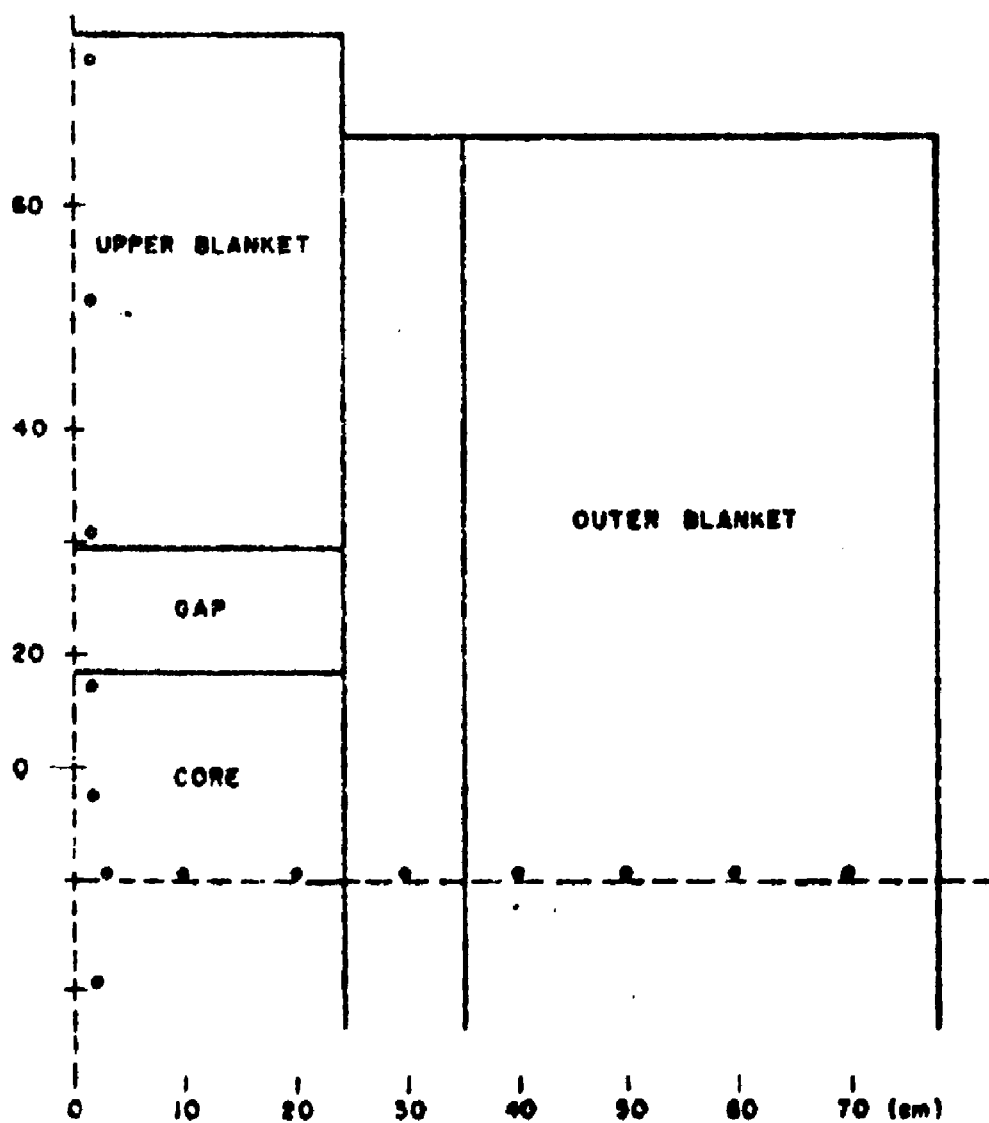


Figura 3.3 - Mostra um Corte Axial do Reator ERB-II e as Posições das Amostras nas Direções Axiais e Radiais⁽⁹⁾.

Visando aprimorar o uso das fontes de materiais combustíveis, urânio e tório, para a produção de energia, teve início o desenvolvimento do "Fast Breeder". E com os mesmos quesitos do EBR-I e EBR-II surgiu o "Breeder Reactor-I" (URSS)⁽¹⁾, alimentado a Pu-239 e urânio empobrecido no blanket axial. Entrou em criticalidade em 1956, gerando uma potência máxima de 5 Wt. Vários parâmetros foram medidos, como: fator de regeneração e variação da seção de choque, destacando a do Th-232 para toda a direção radial do reator⁽¹⁾. A Figura 3.4 mostra o reator em corte destacando as posições onde foram medidas as taxas de reações. Suas concentrações são listadas no Apêndice C.

3.4.4 – "Advanced Epithermal Thorium Reactor" (AETR)

O Advanced Epithermal Thorium Reactor (AETR)^(24,25), foi desenvolvido para analisar as características dos reatores intermediários e rápidos, utilizando o ciclo de Th/U. De geometria aproximadamente esférica, contém várias regiões críticas além da zona central, região de teste. Isto foi necessário para compensar a demanda do U-233. Por conseguinte um sistema onde o U-233 situado na região central envolvido por um "driver thermal" foi escolhido. Neste o U-235 enriquecido a 92,3% será fissionado por nêutrons moderados pelo polietileno. Este sistema é bastante versátil de modo a permitir trocas de composições e elementos do reator. Assim, foram pesquisados nove tipos de composições diferentes (Apêndice D). Donald Strominger e Gordon Schlesinger⁽³⁰⁾ mediram as taxas de reações para vários isótopos, entre os quais o Th-232 e U-233. As posições referentes as amostras são mostradas na Figura 3.5.

4 – RESULTADOS

4.1 – Introdução

A apresentação deste capítulo visa mostrar os resultados obtidos dos cálculos, comparando-os com as medidas experimentais. Os cálculos da variação das taxas de reações e de alfa, em função da posição axial e radial nos reatores em questão: EBR-I, EBR-II, BR-I e AETR, foram determinados usando-se o método do capítulo anterior. Os resultados foram obtidos utilizando-se 30 grupos de energias (Apêndice E).

As amostras, de concentração de 10^{-6} at/cm³, foram escolhidas de maneira a não perturbar o espectro de nêutrons do reator. As taxas de reações de captura e fissão foram medidas respectivamente utilizando-se os processos de espectrometro de massa, e radioquímico⁽¹⁴⁾, para as amostras situadas nos reatores EBR-I e EBR-II. As taxas de reações medidas no reator AETR e BR-I foram obtidas usando-se detectores de estado sólido⁽³⁰⁾ e câmara de fissão⁽¹⁾ respectivamente. As amostras e suas impurezas relativamente baixas, (Apêndice F), não influenciam o fluxo de nêutrons dado que estes apresentam um espectro bem duro.

Basicamente, os cálculos foram desenvolvidos em duas etapas, na primeira foram obtidos os valores das taxas de reações nos reatores para avaliação do U-233 e na segunda etapa os cálculos foram desenvolvidos para avaliação da seção de choque do Th-232. Entretanto, para a avaliação das seções de choque do Th-232 através do reator AETR alguns cálculos foram acrescentados a fim de se estimar a reação Th(n, γ), uma vez que não foram realizadas medidas experimentais deste tipo. Estes cálculos são desenvolvidos na apresentação deste resultado na Seção 4.3.

4.2 – Avaliação do U-233

Esta seção apresenta os resultados referentes à avaliação da seção de choque do U-233. Os resultados dos cálculos do valor de α são apresentados nas Figuras de 4.1 até 4.4 para as amostras calculadas no EBR-I e de 4.5 até 4.10 para as amostras calculadas no EBR-II.

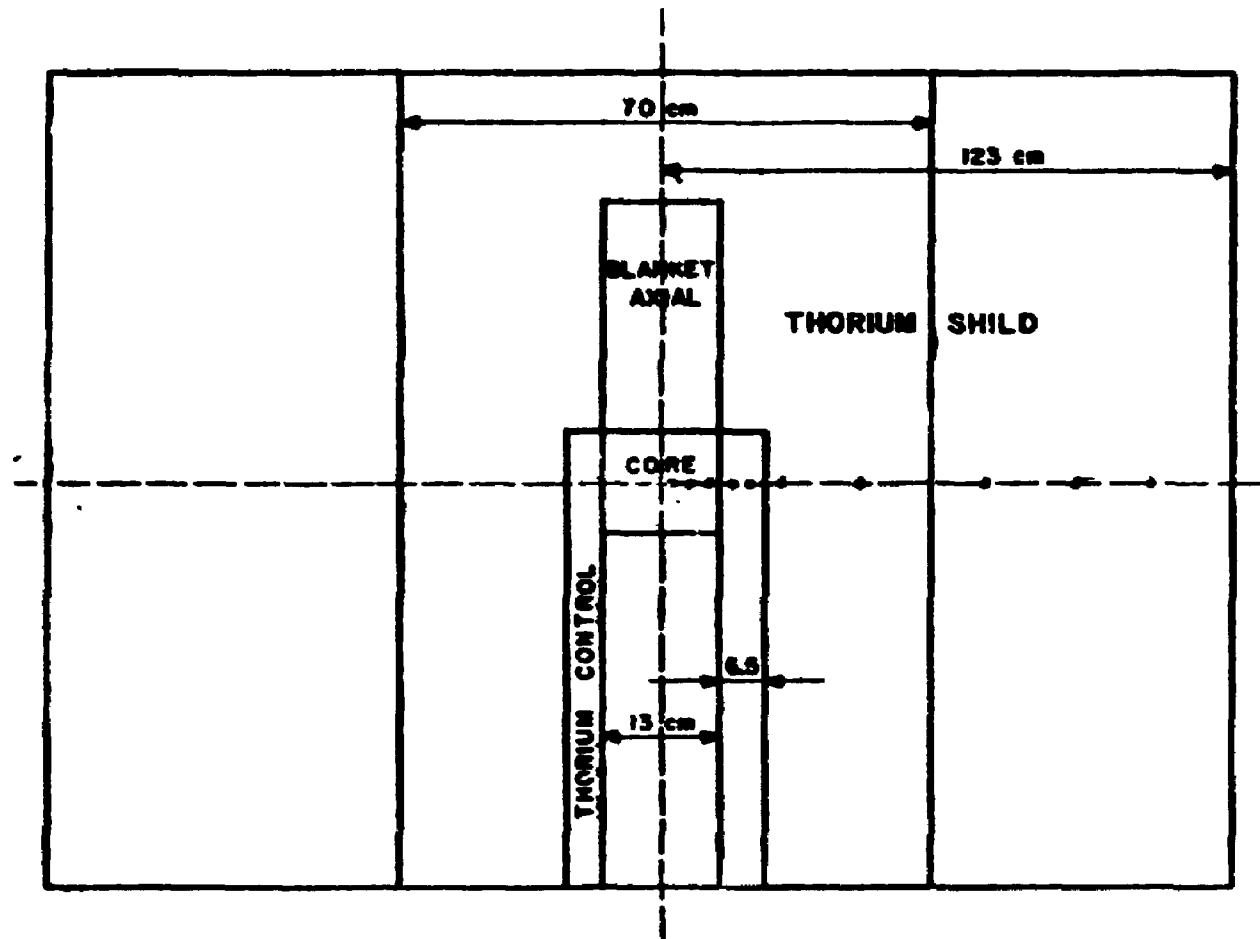


Figura 3.4 – Localização das Amostras no BR-1(1)

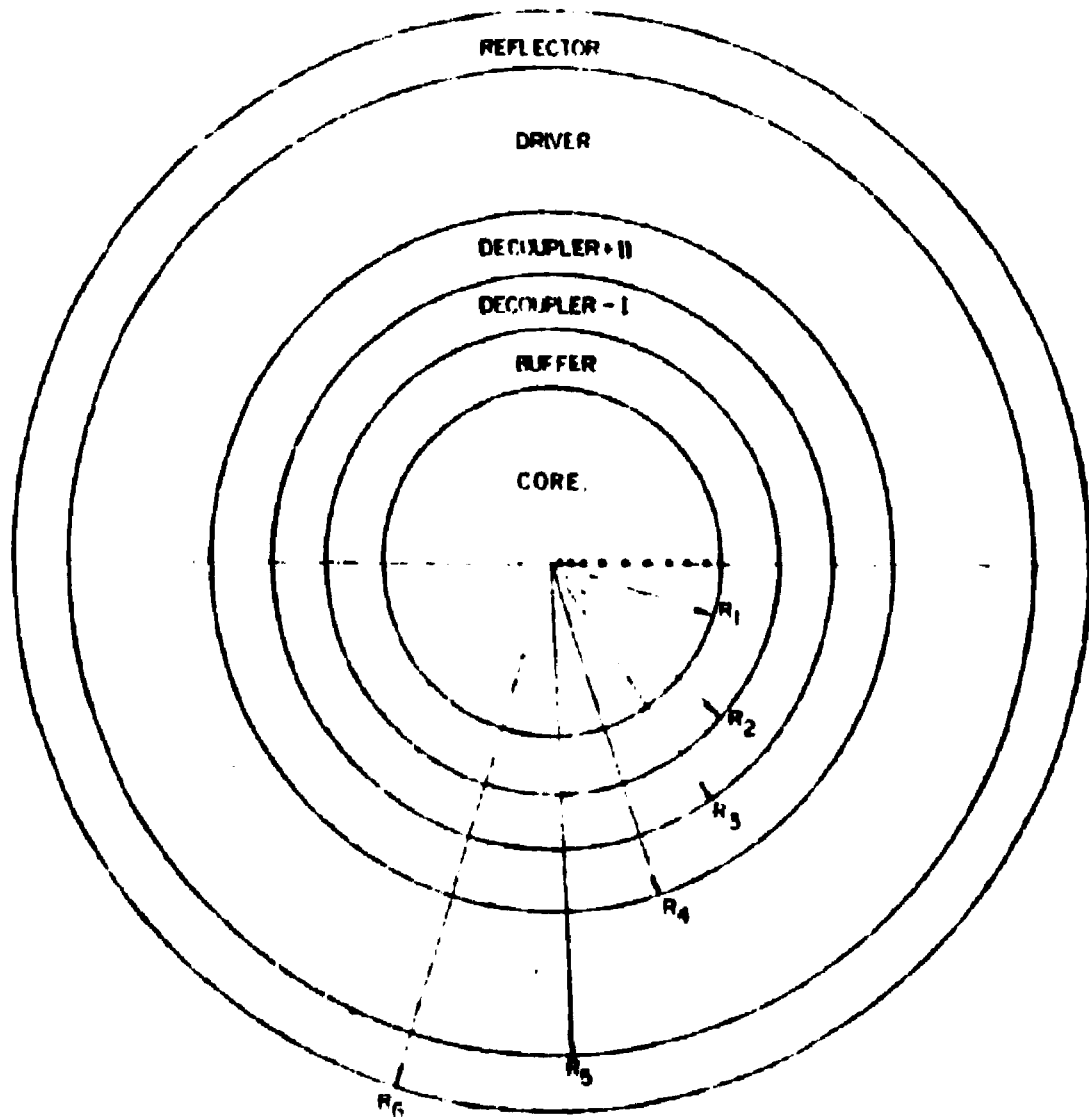


Figura 2.5 - Mostra as Regiões do AETR e as Posições das Amostras na Região Central⁽⁷⁾

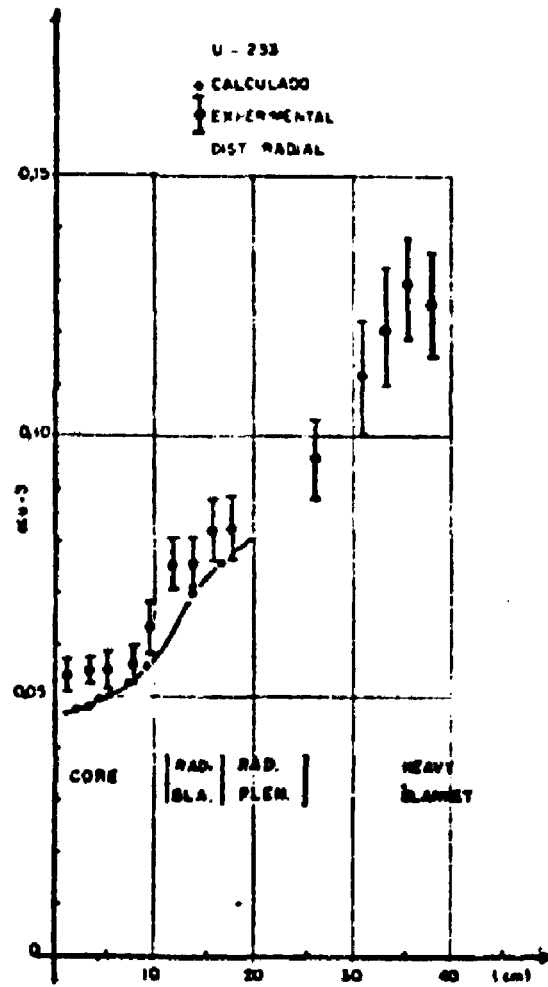


Figura 4.1a - Valor de α do U-233 na Direção Radial do EBR-I

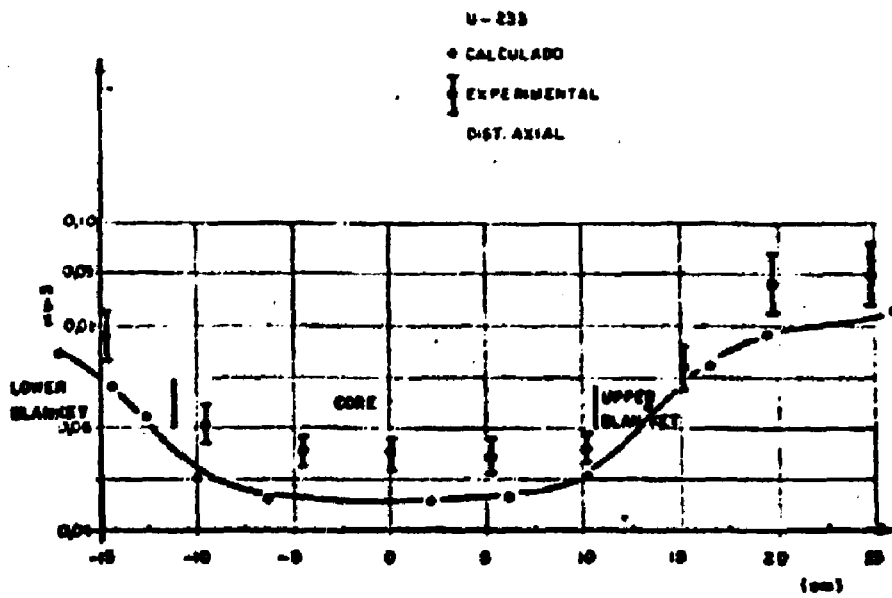


Figura 4.1b - Valor de α do U-233 na Direção Axial do EBR-I

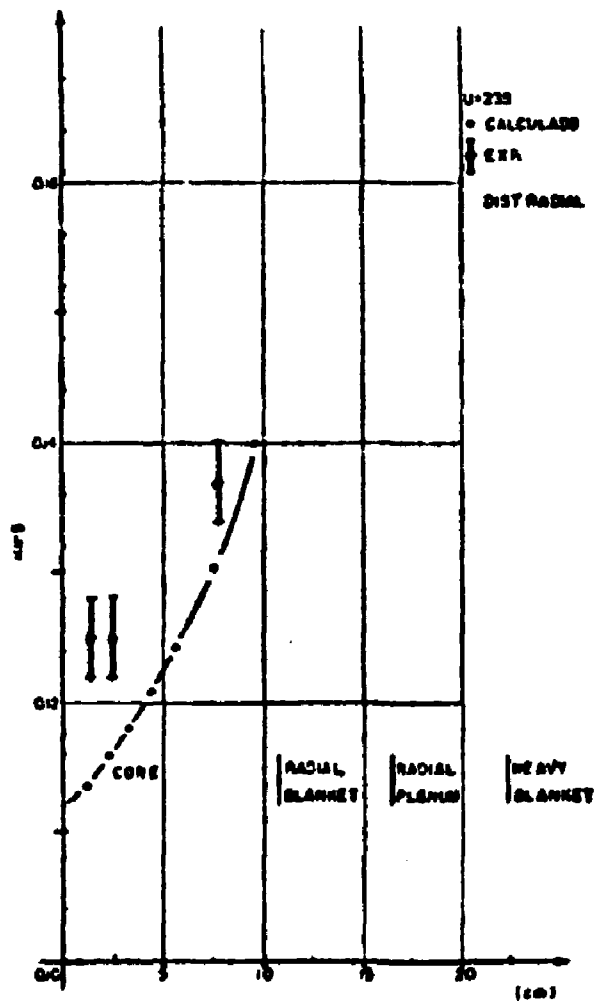


Figura 4.2a - Valor de α do U-235 na Direção Radial do EBR-5

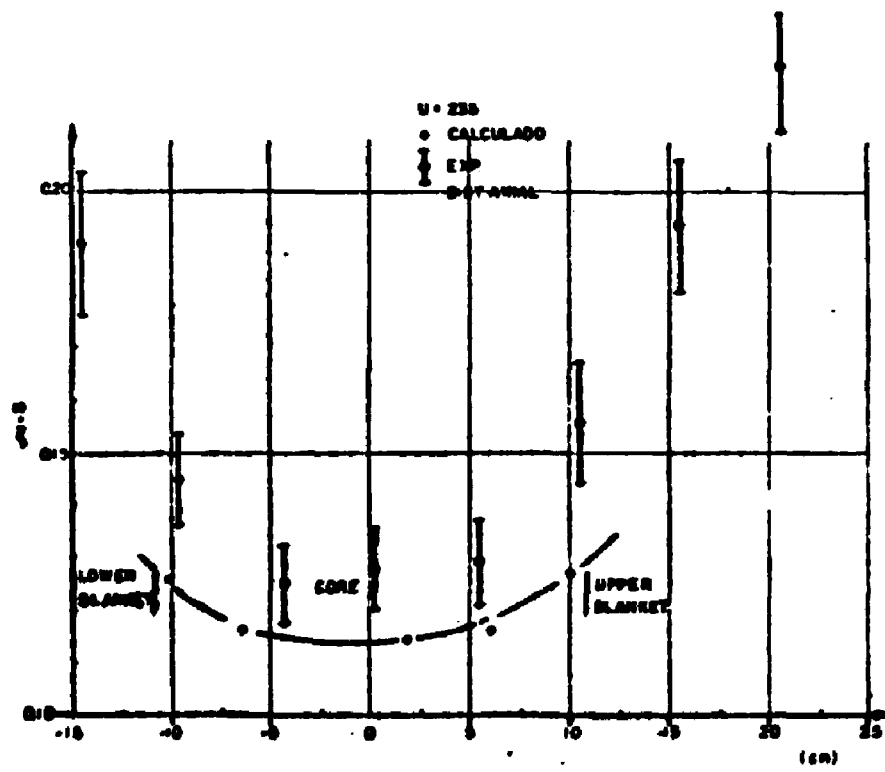


Figura 4.2b - Valor de α do U-235 na Direção Axial do EBR-I

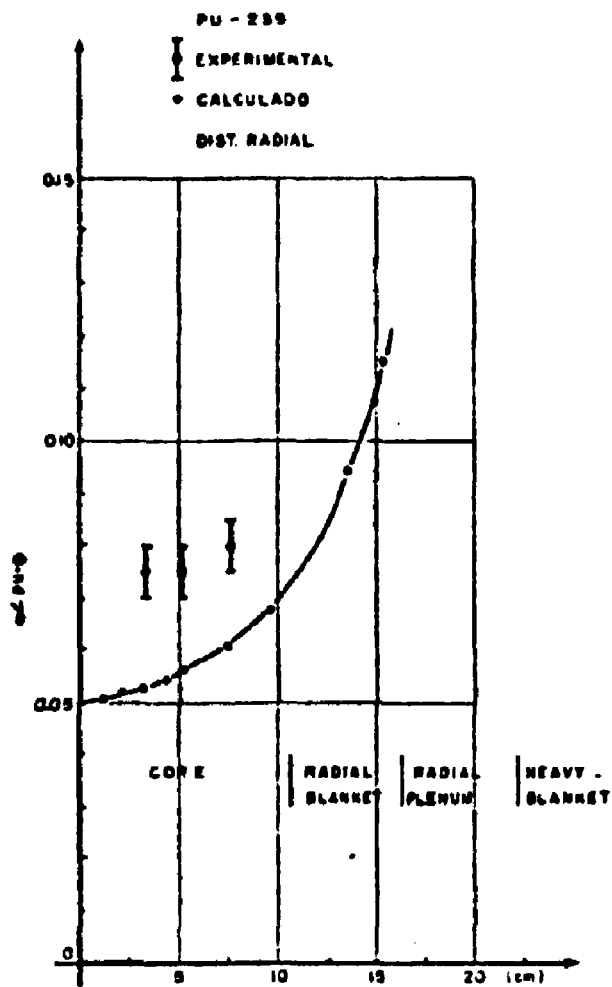


Figura 4.3a – Valor de α na Direção Radial do EBR-I

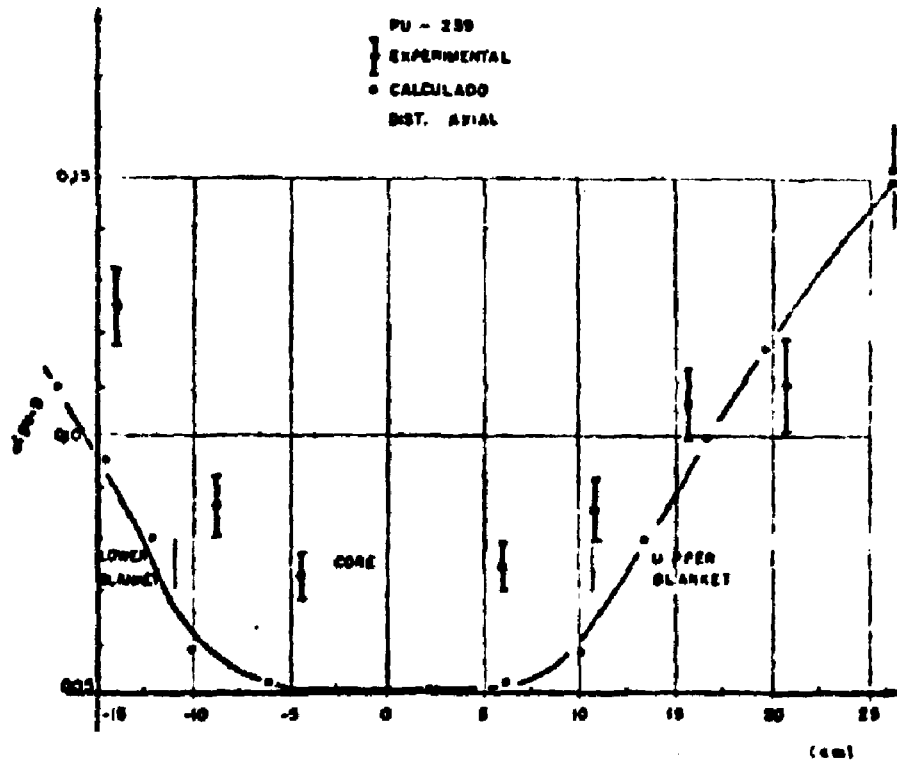


Figura 4.3b - Valor de α do Pu-239 na Direção Axial do EBR-I

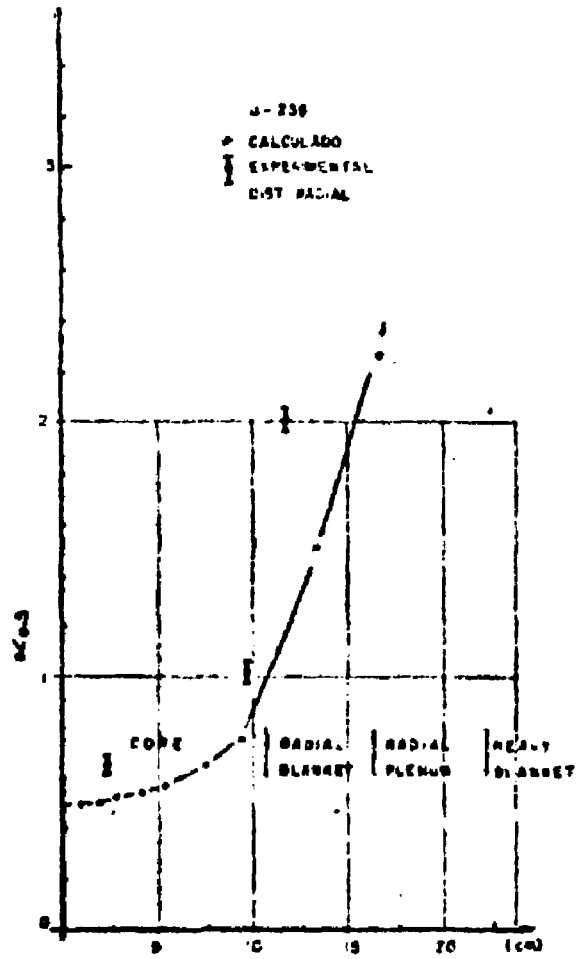


Figure 4.4a - Value of α of U-238 in the Radial Direction of EBR-I

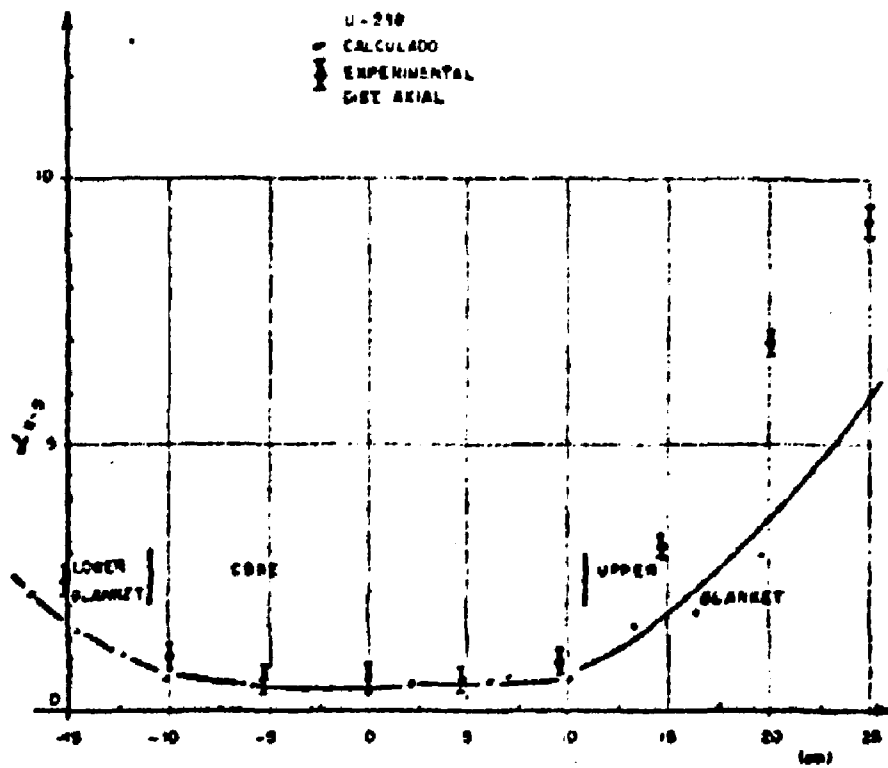


Figura 4.4b – Valor de α do U-238 na Direção Axial do EBR-I

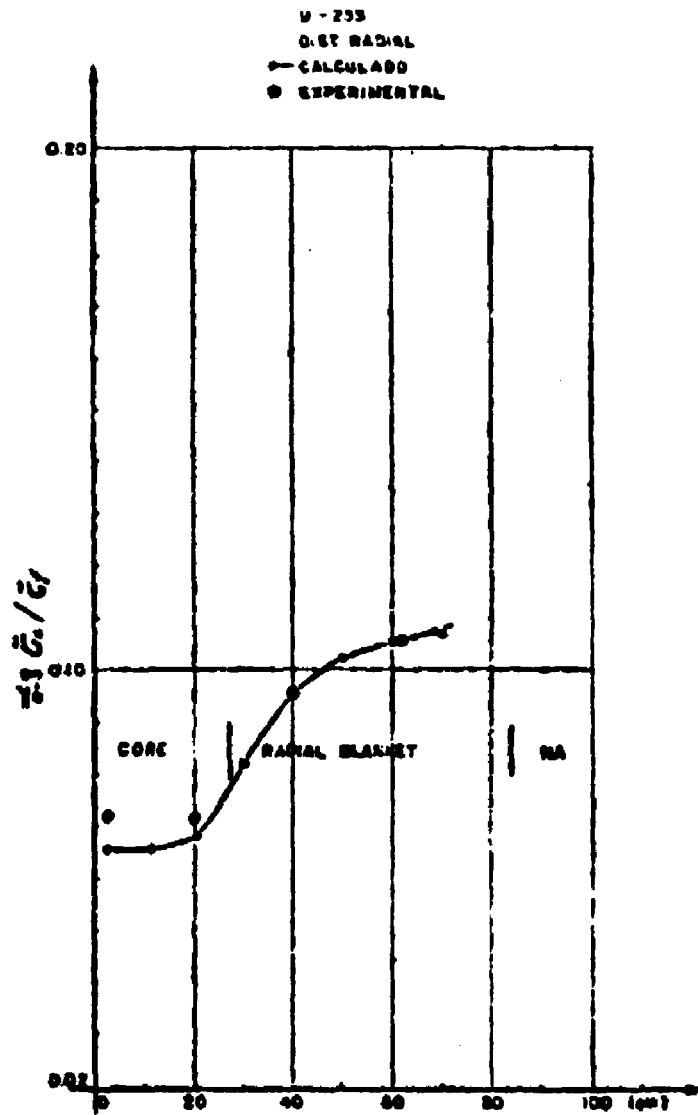


Figura 4.5a - Valor de α do U-233 na Direção Radial do EBR-II

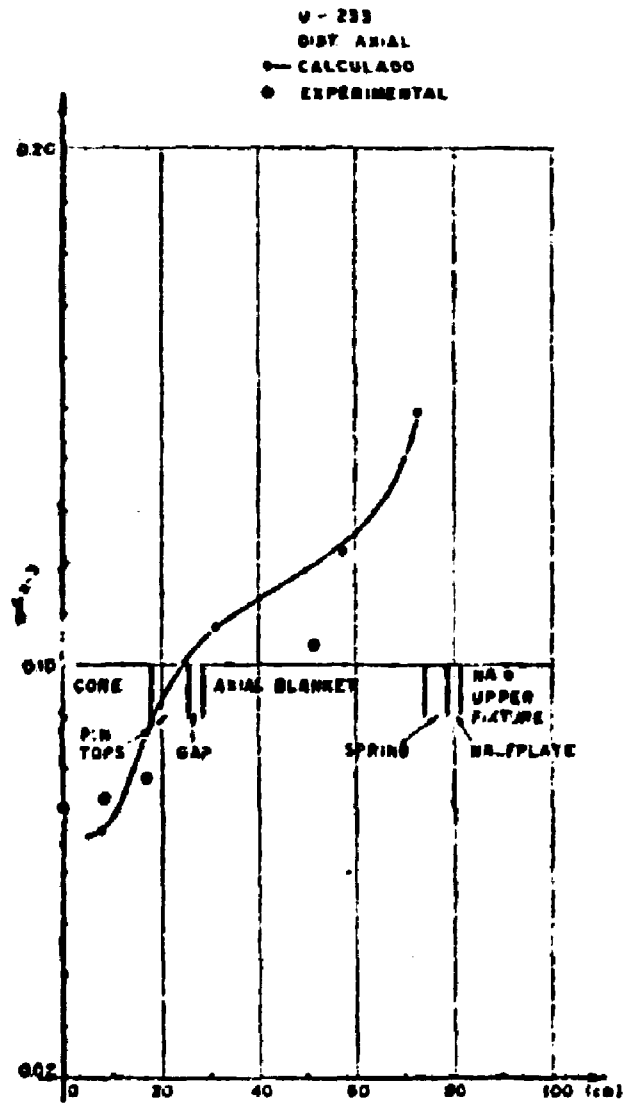


Figura 4.5b - Valor de α do U-233 na Direção Axial do EBR-II

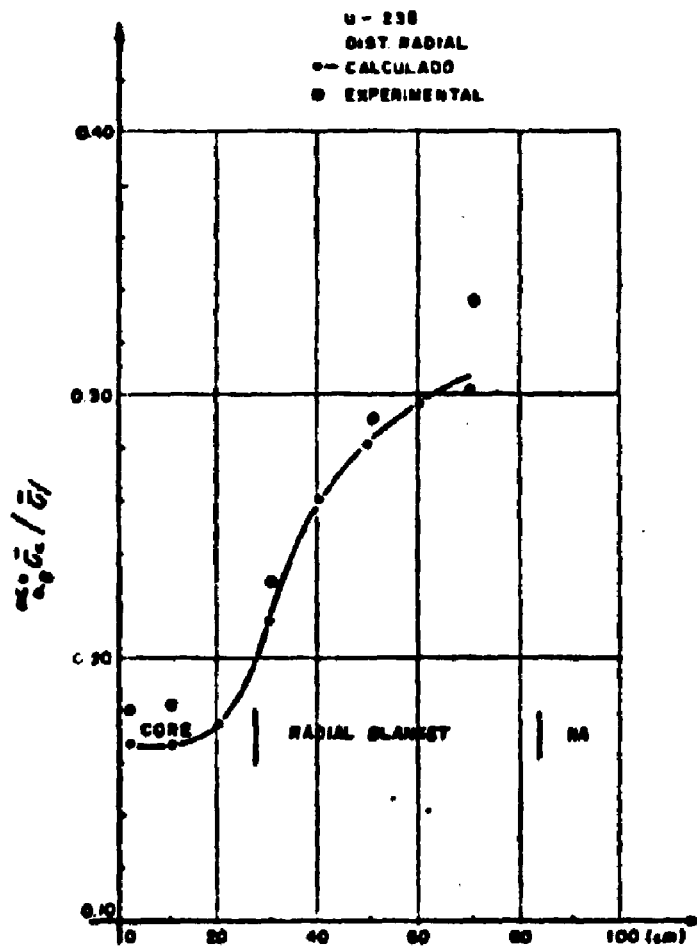


Figura 4.6a - Valor de α do U-235 na Direção Radial do EBR-II

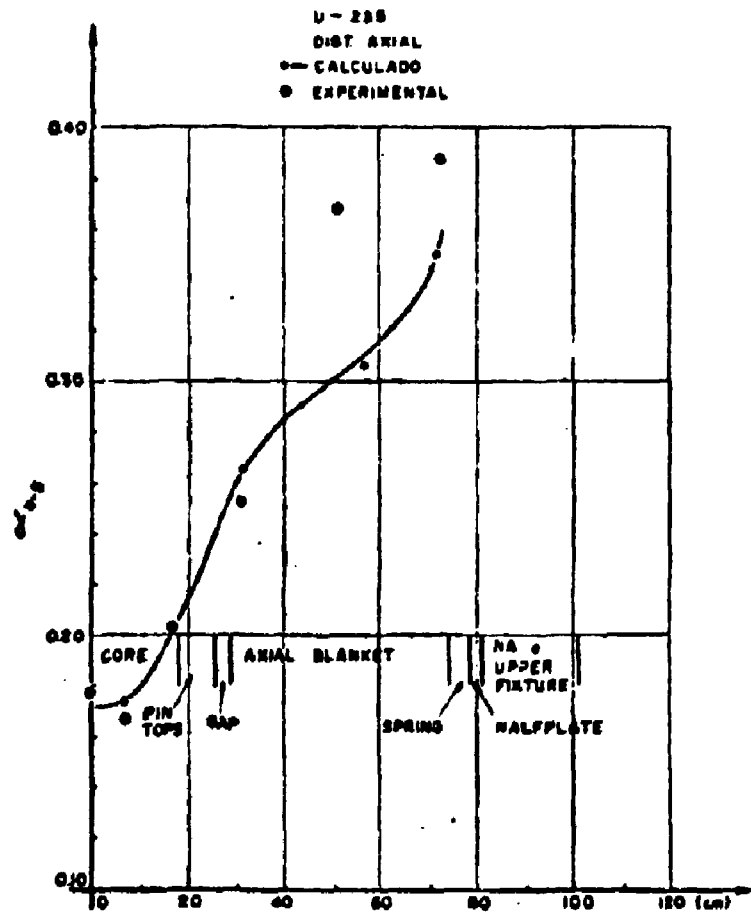


Figura 4.6b - Valor de α do U-235 na Direção Axial do EBR-II

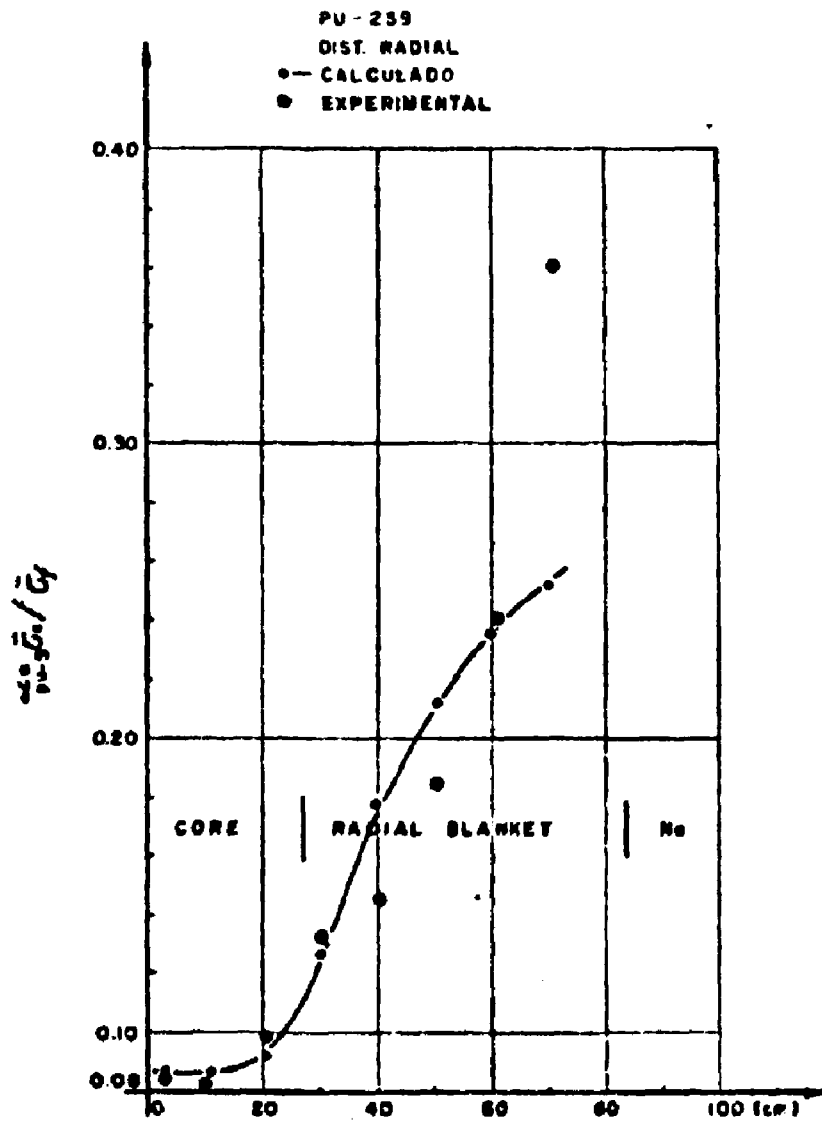


Figura 4.7a -- Valor de α do Pu-239 na Direção Radial do EBR-II

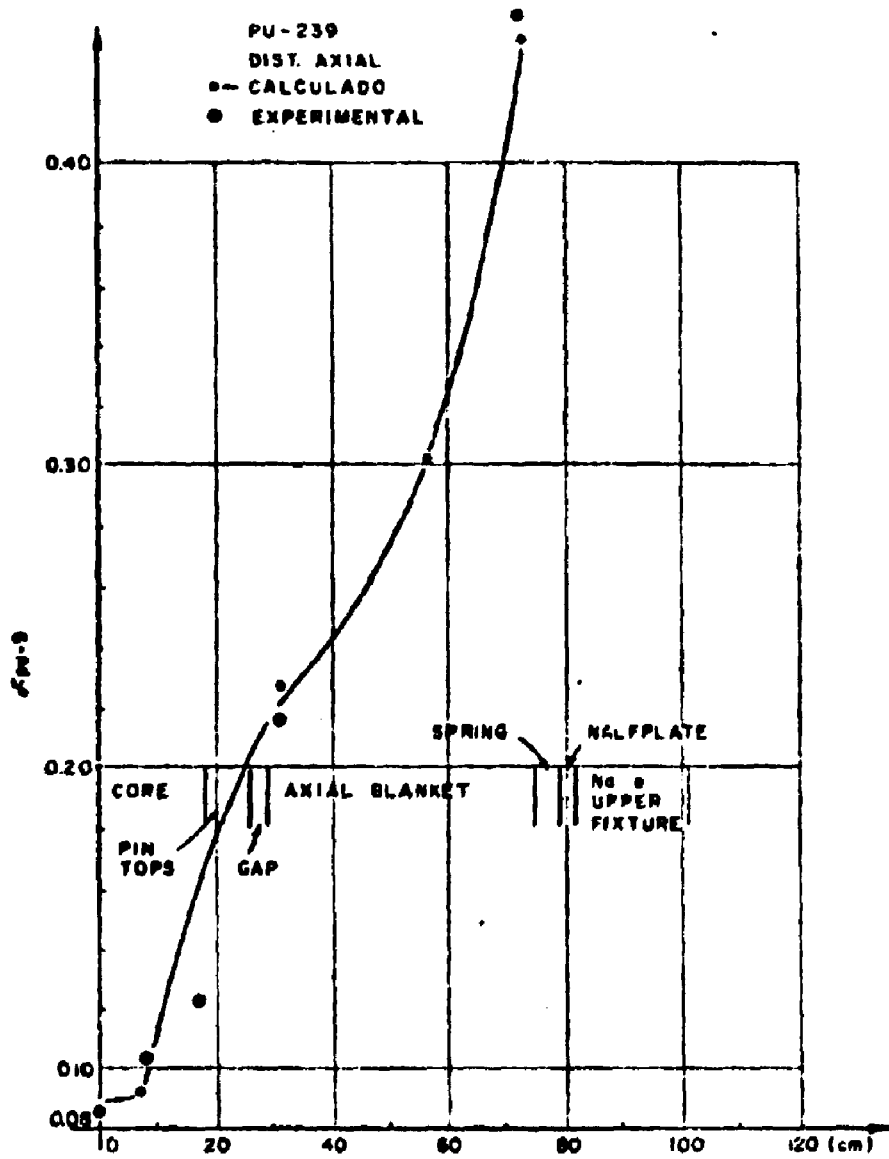


Figura 4.7b - Valor de α do Pu-239 na Direção Axial do Reator

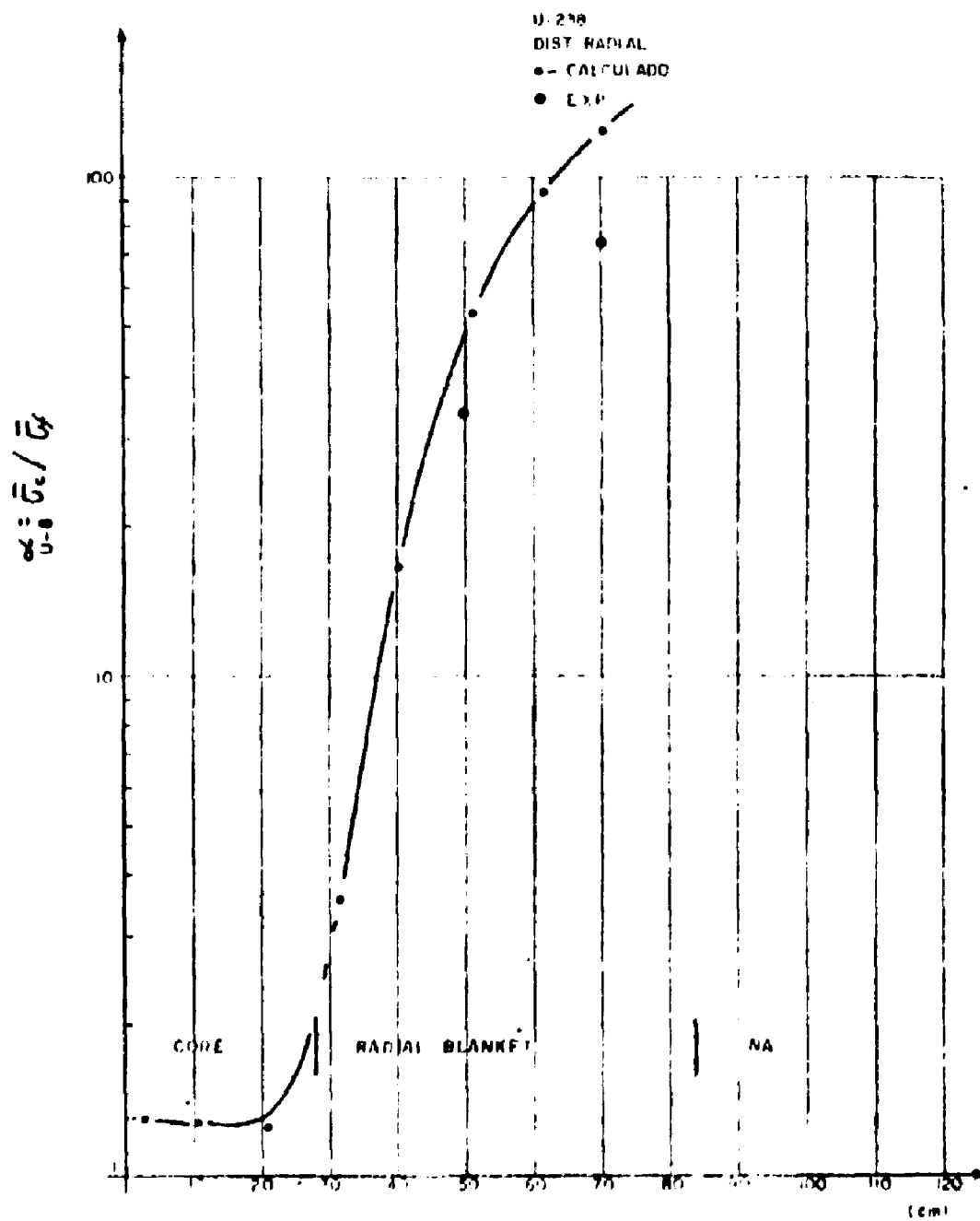


Figura 4.8a - Valor de α do U-238 na Direção Radial do EBR-II

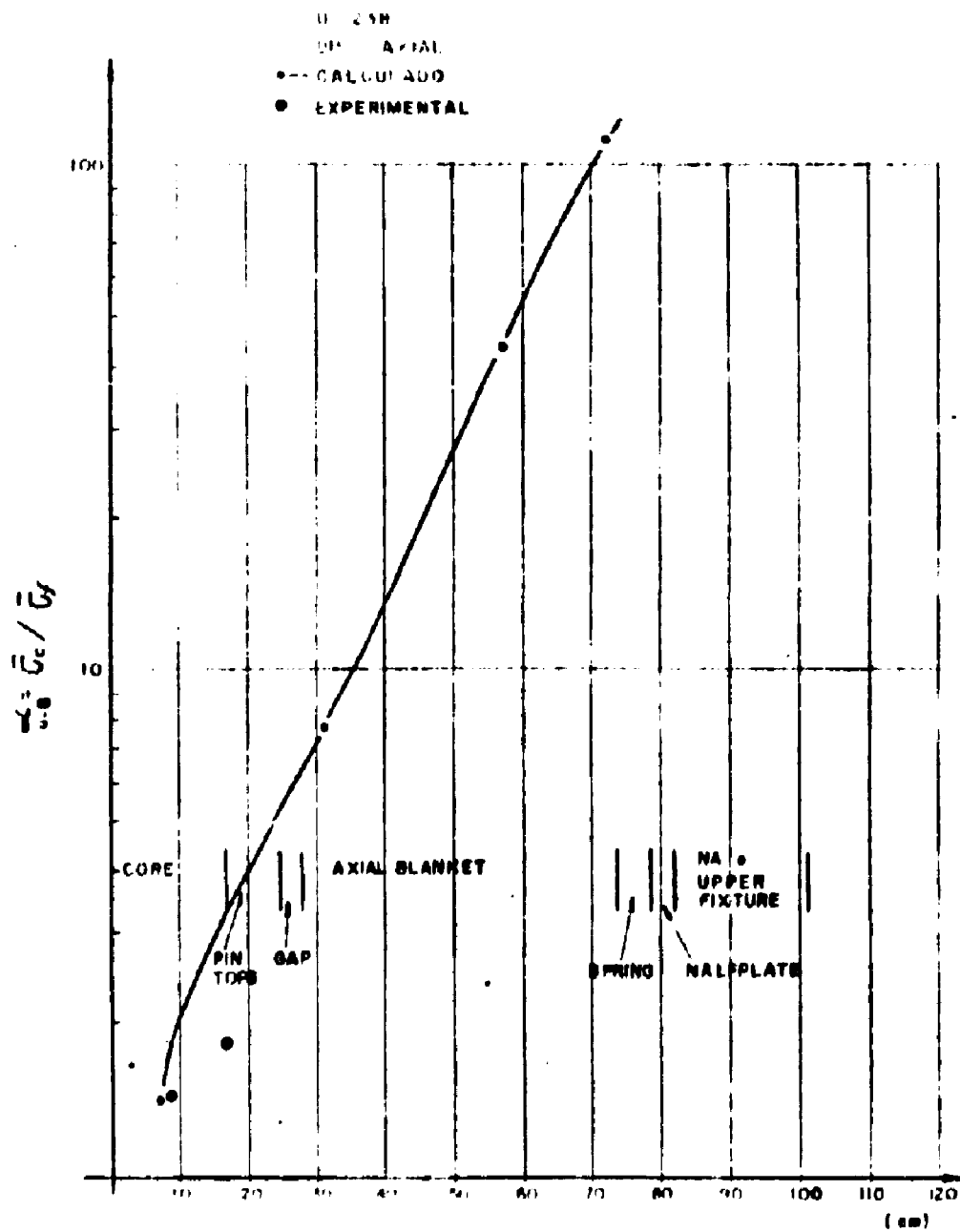


Figura 4.8b - Valor de k_{ax} do U-238 na Direção Axial do EBR-II

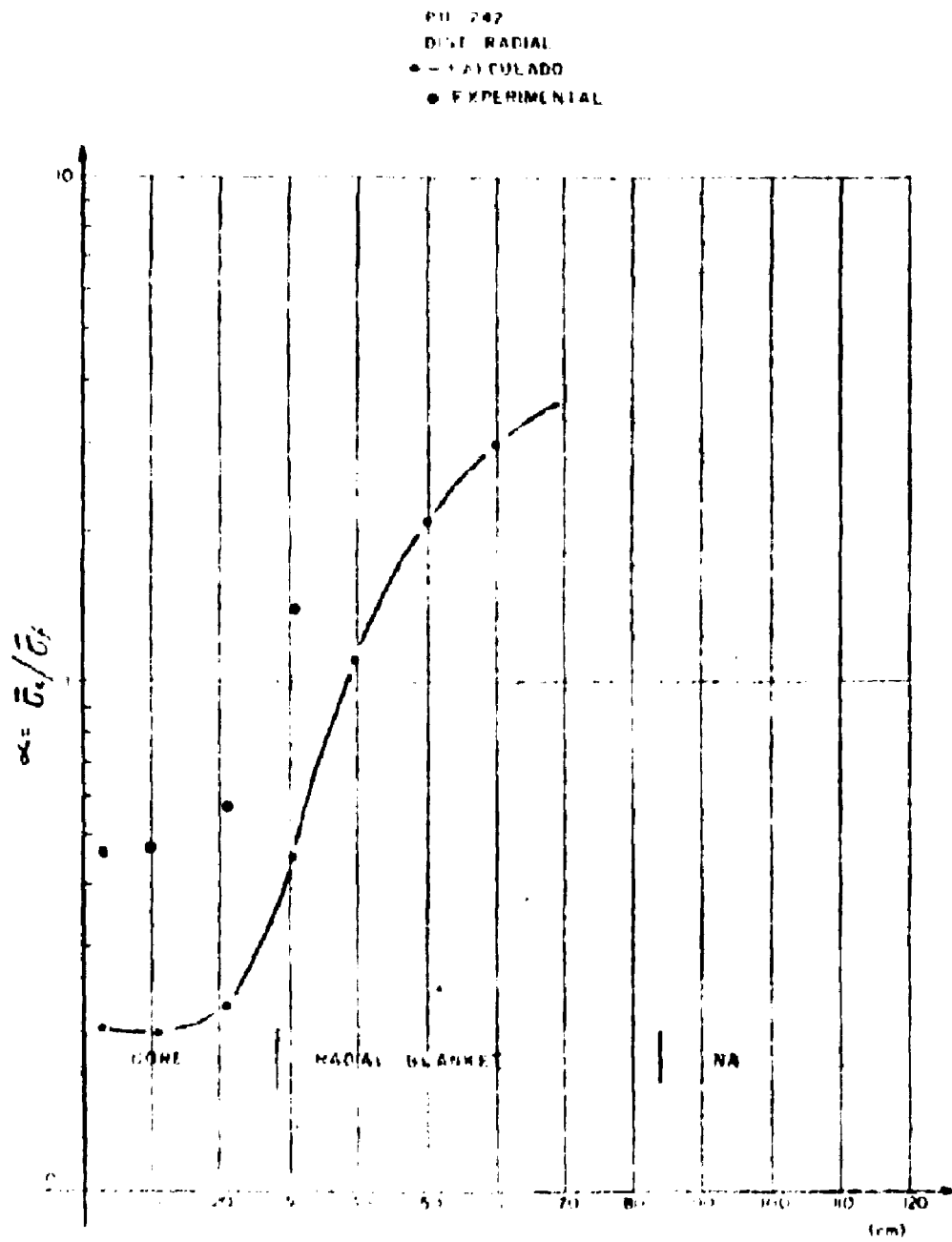


Figura 4.9a Valor de α do Pu-240 na Direção Radial do EBR-II

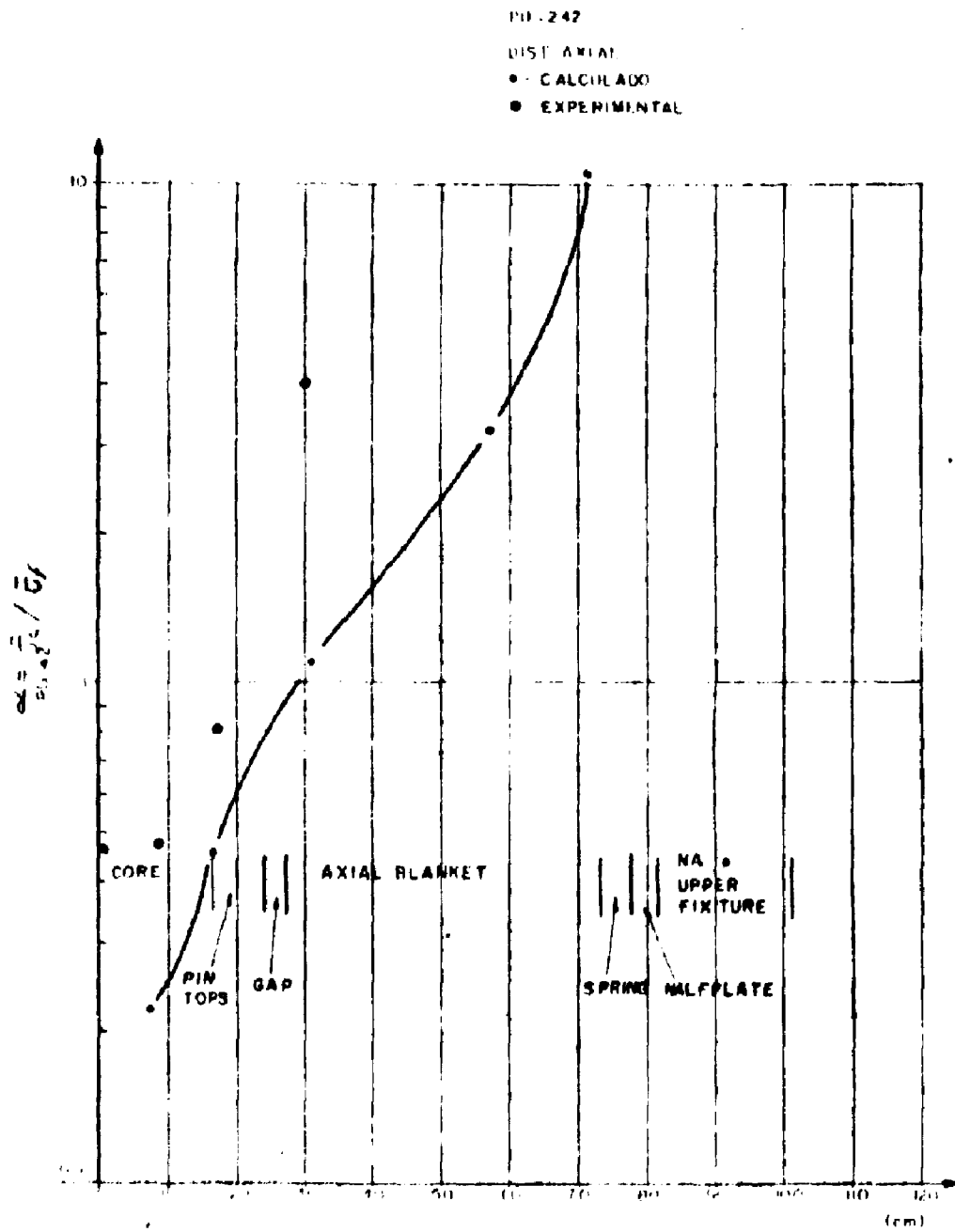


Figura 4.9b Valor de k do Pu-242 na Direção Axial do EBR-II

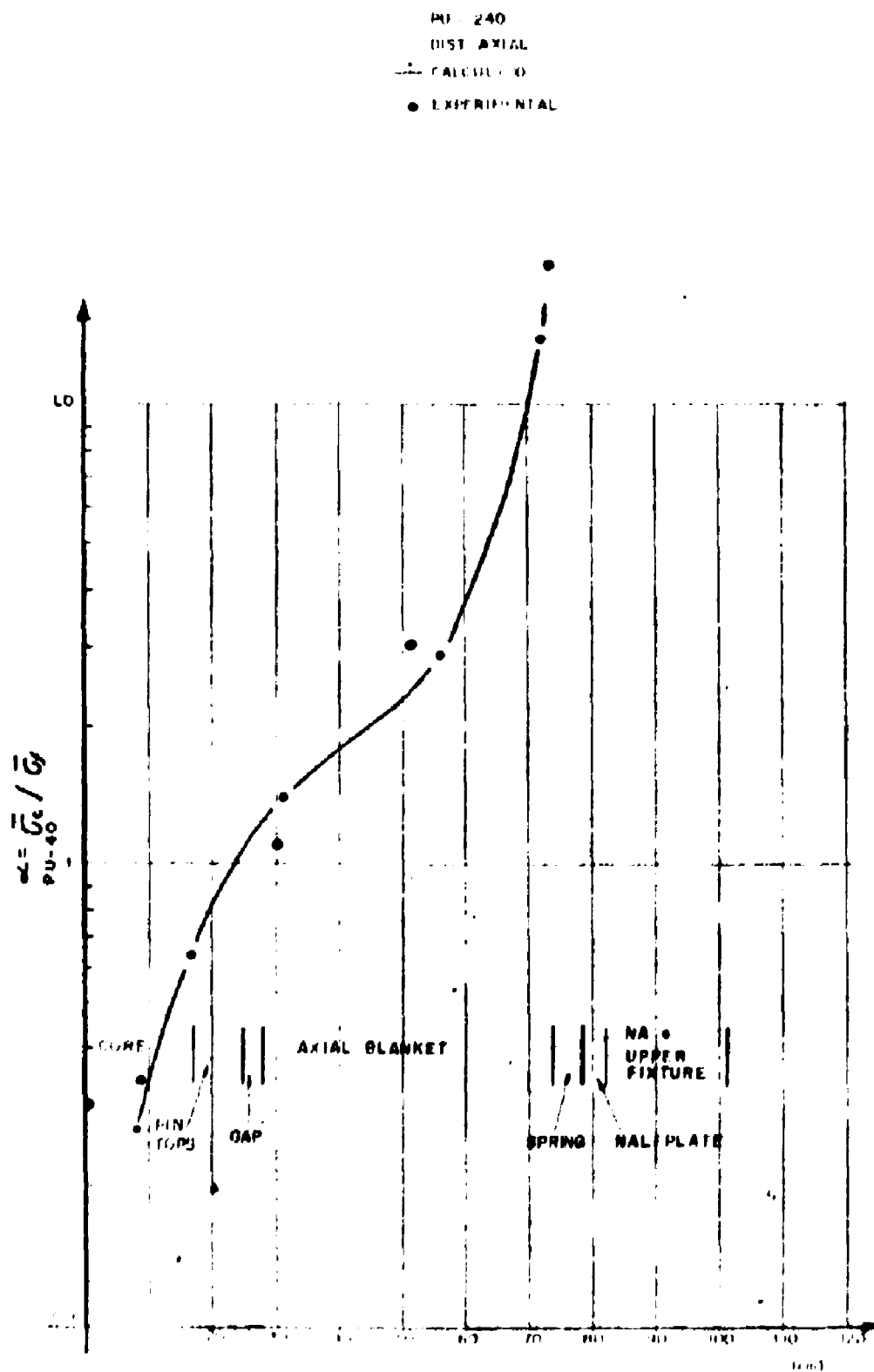


Figura 4.10 — Valor de α do Pu-240 na Direção Axial do EBR-II

Observa-se que existe um comportamento semelhante para os isótopos físséis e férteis respectivamente, e que os desvios entre os resultados, calculados e experimentais, acentuam-se na região do "blanket" do reator, da ordem de 20%, enquanto que para regiões mais centrais, apresentam uma variação menor que 10%. Deve salientar-se entretanto, que estes desvios verificam-se somente para os isótopos físséis, U-233, U-235 e Pu-239 e para o fértil U-238, notando-se que as discrepâncias relativas ao U-233 apresentam os mesmos valores encontrados para o U-235 e Pu-239, cujas incertezas em suas secções de choque estão compreendidas dentro de um valor satisfatório.

Os grandes desvios verificados para os isótopos Pu-240, Pu-241 e Pu-242, acima de 20%, são provenientes das grandes incertezas nas suas constantes nucleares, como mostra a Tabela II.1 (capítulo 2). Resultado este, que vem confirmar a coerência do método aplicado. Quanto aos cálculos desenvolvidos usando-se o AETR e BR-I não apresentam as mesmas informações para o valor de α . As medidas, nestes reatores, foram feitas apenas na região central para todos os isótopos, não se desenvolvendo uma análise mais ampla em função das distâncias radiais e axiais, com excessão das medidas referentes ao Th-232 que foram estendidas para outras regiões, no caso do BR-I. No entanto, estes resultados vêm reafirmar os cálculos utilizados no EBR-I e EBR-II para a região central do reator, que por sua vez, é a região onde o fluxo de nêutrons é mais duro (energia média alta), ou seja o espectro de nêutrons é formado por nêutrons rápidos, o que satisfaz plenamente o objetivo deste trabalho.

Usando um raciocínio análogo mostra-se que os resultados apresentam maiores discrepâncias na região do "blanket". Esta apresenta uma relação muito menor de elementos físséis para elementos férteis, enfraquecendo assim o espectro de nêutrons, tornando-o mais mole (energia média baixa). Além disso os 30 grupos de nêutrons utilizados nos cálculos não representam realmente o espectro experimental.

Os resultados desta série estão na Tabela IV.1, incluindo os valores obtidos no AETR e BR-I. Como se pode constatar os desvios da secção de choque do U-233 estão dentro dos limites apresentados para os demais isótopos físséis U-235 e Pu-239.

4.3 – Avaliação do Th-232

Analisa-se agora os resultados referentes a avaliação do Th-232, desenvolvida no BR-I e AETR. A Figura 4.11 mostra os eventos medidos para a captura e fissão do tório, em função da distância radial do BR-I. O comportamento das curvas mostra uma semelhança com os resultados obtidos no EBR-I e EBR-II cujos valores calculados e experimentais mais se aproximam na região central. Entretanto, a partir da região do "thorium shield" existe uma predominância na captura do nêutron em relação a fissão, tornando o espectro energeticamente menor, contribuindo assim para o aumento das discrepâncias dos resultados.

Observando a Tabela IV.2 onde se mostra a razão da secção de choque de captura e fissão de várias reações em relação a secção de choque de fissão do Pu-239, nota-se que os desvios verificados para o tório estão aproximadamente dentro dos limites apresentados para as demais reações, notadamente para o U-238, cujo comportamento da secção de choque apresenta as mesmas características que a do Th-232.

Os cálculos desenvolvidos com o AETR, para avaliação do Th-232, são sumariamente mostrados na Tabela IV.3. Nesta, encontra-se a razão das taxas de fissões do Th-232, U-233, U-238 e Pu-239 relativa a do U-235 na região de teste, mostrando os resultados experimentais e calculados. Estes são dispostos em ordem decrescente de energia média de nêutrons que causam fissões (EMF), para os nove "cores" de diferentes composições (Apêndice D). Por exemplo, a razão da taxa de fissão do U-238/U-235 varia de 0,076, para o espectro mais duro, até 0,024 para o mais mole. As aproximações são razoáveis para os sete primeiros valores apresentados, onde a EMF são bem maiores. Para isto, deve-se considerar a influência da ordem de 10% dos detectores de câmara de fissão e a fração de volume

Tabela IV.1

Taxa de Reação para os 3 Principais Isótopos Físseis Experimentais e Calculadas no EBR-I, EBR-II, BR-I e AETR

Reações	EBR-I	EBR-II	BR-I*	1(422KeV)	9(189KeV)	AERT** 3(140KeV)	8(127KeV)	2,(127)
$^{233}\text{U}(n,f)$	—	—	$1,102 \pm 0,033$ (1,15)	—	$1,37 \pm 0,04$ (1,47)	$2,02 \pm 0,40$ (1,70)	$1,44 \pm 0,04$ (1,46)	$1,7 \pm 0,2$ (1,44)
$^{235}\text{U}(n,f)$	—	—	$0,724 \pm 0,034$ (0,740)	1	1	1	1	1
$^{239}\text{Pu}(n,f)$	—	—	1	— (1,25)	$1,09 \pm 0,05$ (1,08)	$1,44 \pm 0,06$ (1,09)	— (1,01)	— (1,04)
$^{235}\text{U}(\sigma_c/\sigma_f)$	$0,125 \pm 0,008$ (0,116)	$0,0175 \pm 0,0005$ (0,0170)	—	—	—	—	—	—
$^{239}\text{Pu}(\sigma_c/\sigma_f)$	$0,075 \pm 0,005$ (0,060)	$0,085 \pm 0,003$ (0,087)	—	—	—	—	—	—
$^{233}\text{U}(\sigma_c/\sigma_f)$	$0,0546 \pm 0,004$ (0,050)	$0,071 \pm 0,002$ (0,068)	—	—	—	—	—	—

* Taxa de reação medida em relação a taxa de fissão do Pu-239

** Taxa de fissão medida em relação a taxa de fissão do U-235 para as cinco "cores" de espectro mais duro

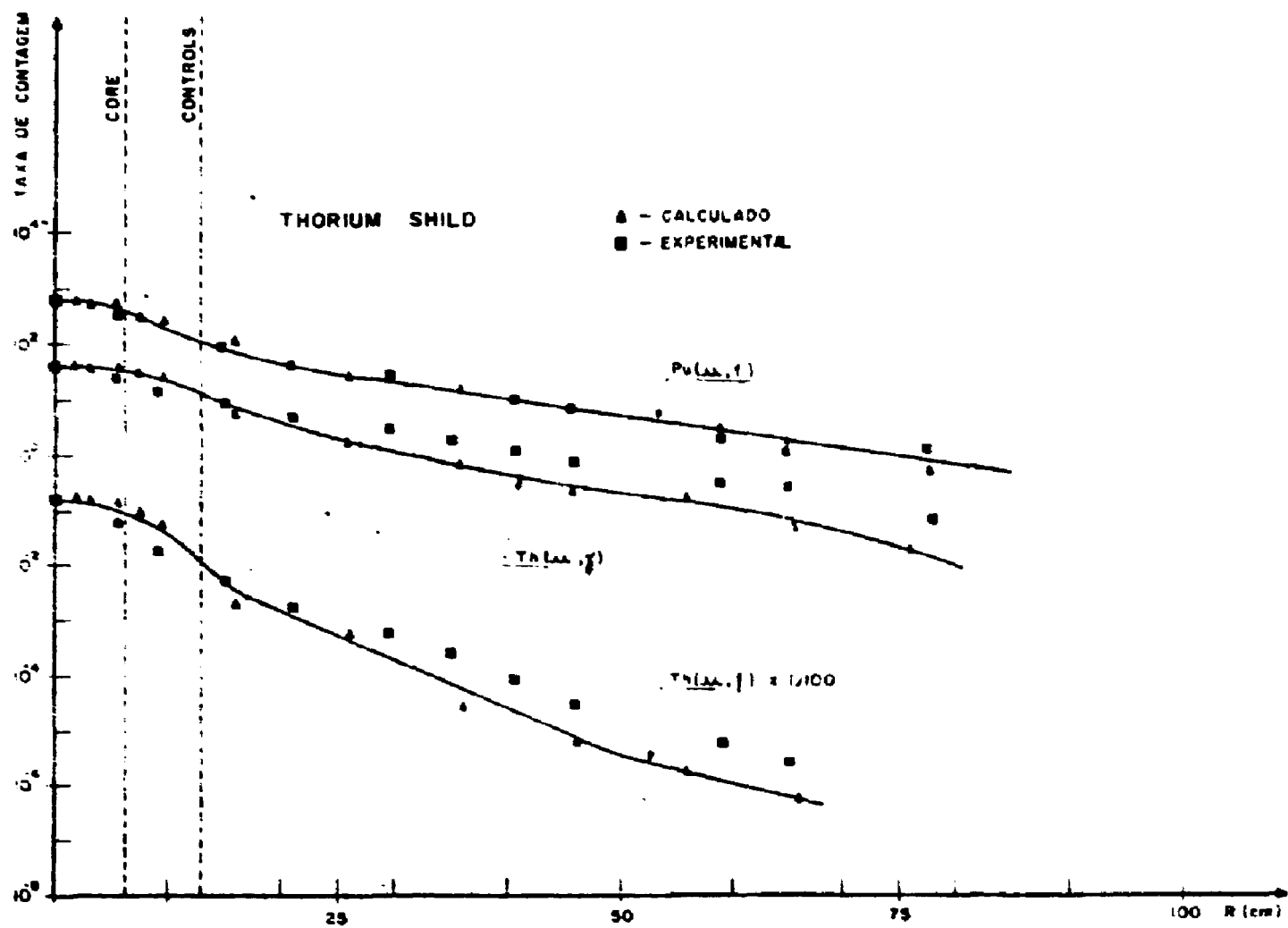


Figura 4.11 - Taxa de Fissão do Pu-239 e Th-232 e Captura do Th-232 na Direção Radial do BR-1

de moderador na região central, ver Tabela IV.4. Fatores estes, que causam uma queda na energia dos nêutrons tornando-os energeticamente menor, Figura 4.12. Razão esta, que explica o valor calculado apresentar-se ligeiramente mais elevado que o experimental.

Tabela IV.2

Taxas de Captura e Fissão Relativa a Taxa de Fissão do Pu-239 no BR-t

Reação	Experimental	Calculado	Ca/Exp
$\text{Pu}^{239}(n,f)$	1	1	1
$\text{U}^{235}(n,f)$	$0,724 \pm 0,034$	0,74	1,022
$\text{U}^{233}(n,f)$	$1,102 \pm 0,033$	1,15	1,043
$\text{Th}^{232}(n,f)$	$0,023 \pm 0,0007$	0,025	1,086
$\text{U}^{238}(n,f)$	$0,125 \pm 0,005$	0,120	0,960
$\text{Th}^{232}(n,\gamma)$	$0,072 \pm 0,006$	0,073	1,013
$\text{U}^{238}(n,\gamma)$	$0,056 \pm 0,003$	0,0560	1,000

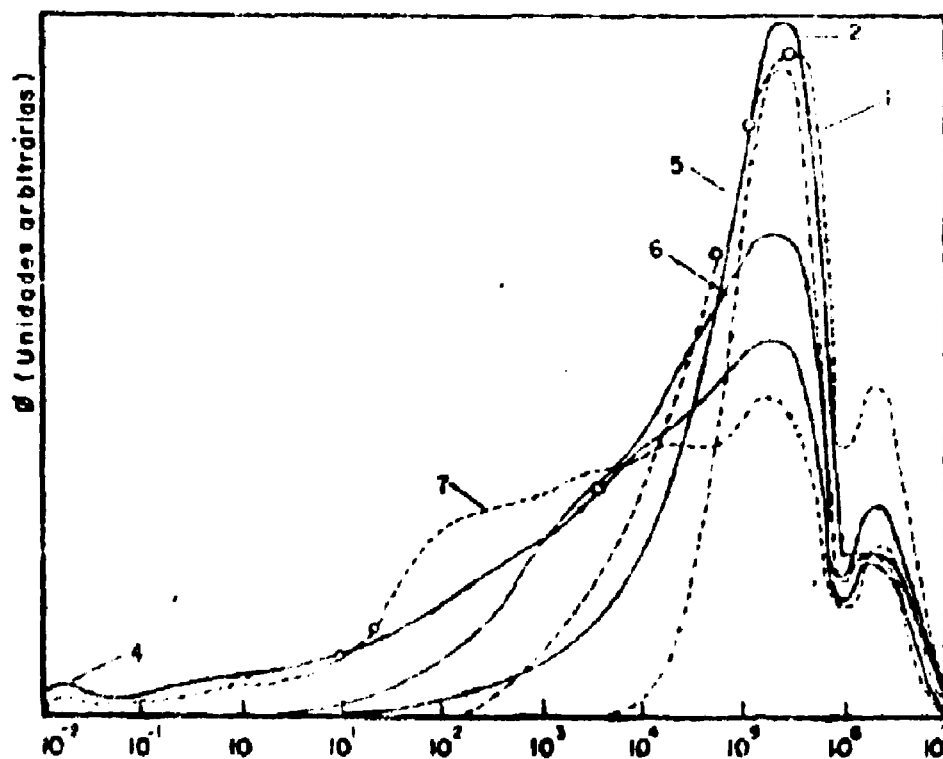


Figura 4.12 - Espectro de Nêutron no AETH para os "Cores" de 1 a 7(24)

Tabela IV.3

Taxa de Fissão Relativa a do U-235 no AETR

() Valor Calculado				
Composição	Th-232	U-233	U-238	Pu-239
Core 1 422KeV	0,015 ± 0,002 (0,017)	—	0,076 ± 0,007 (0,083)	— (1,25)
Core 2 189KeV	0,0066 ± 0,002 (0,0076)	1,37 ± 0,04 (1,49)	0,0284 ± 0,0006 (0,034)	1,09 ± 0,06 (1,08)
Core 3 140KeV	0,0069 ± 0,0002 (0,0073)	2,02 ± 0,40 (1,70)	0,0306 ± 0,0005 (0,040)	1,44 ± 0,06 (1,09)
Core 8 127KeV	0,0064 ± 0,0002 (0,0065)	1,44 ± 0,04 (1,46)	0,0281 ± 0,0010 (0,030)	— (1,01)
Core 2 127KeV	0,0061 ± 0,0006 (0,0069)	1,7 ± 0,2 (1,44)	0,0248 ± 0,0013 (0,031)	— (1,04)
Core 5 63KeV	0,00504 ± 0,0003 (0,008)	1,392 ± 0,028 (1,40)	0,024 ± 0,0006 (0,025)	0,96 ± 0,03 (0,95)
Core 6 4,7KeV	0,0034 ± 0,003 (0,0039)	1,45 ± 0,003 (1,40)	0,015 ± 0,0003 (0,017)	0,98 ± 0,06 (0,92)
Core 4 9,6eV	0,0006 ± 0,00003 (0,0014)	1,85 ± 0,008 (1,70)	0,00265 ± 0,0001 (0,0061)	2,085 ± ? (1,17)
Core 7 8,5eV	0,00048 ± 0,00005 (0,0035)	1,60 ± 0,08 (1,97)	0,0024 ± 0,0002	2,19 ± ? (1,15)

Nota-se também na Tabela IV.3 que para os resultados dos dois últimos casos onde EMF é de 9,6 eV e 4,7 eV as discrepâncias aumentam consideravelmente comparadas com os casos anteriores, ainda que sejam consideradas as influências dos detetores e a fração de volume do moderador. Para ambos os casos, constata-se que os efeitos de heterogeneidade começam a influir e também que para EMF desta ordem o espectro de nêutrons térmicos neste método não representa suficientemente os nêutrons térmicos deste sistema. Fatores estes que são responsáveis pela brusca variação dos resultados destes dois últimos conjuntos críticos.

Tabela IV.4

Constantes de Multiplicação

"Core"	"Fuel"	Fração do Volume - %	E.M.F. KeV	Keff(Cal)
1	U-235	0	422	1,010
2	U-233	12(c)	127	1,008
3	U-233	12(c)	140	1,0017
4	U-233	50(Be)	0,0096	1,02
5	U-233	25(c)	63	,98969
6	U-233	50(c)	4,7	,9899
7	U-233	73(c)	0,0085	1,005
8	U-233	12(c)	127	,99084
9	U-233	0	189	,99

[Keff(exp) = 1,0000]

Dada a não existência de dados experimentais sobre a reação $Th(n,\gamma)$ no AETR, não puderam ser comparados em um confronto direto os valores experimentais e calculados. Contudo, fez-se uma tentativa de estimar a reação $Th(n,\gamma)$ na região rápida do reator utilizando-se de medidas indiretas, como "buckling" e criticalidade do reator.

Antes, porém, desses resultados serem apresentados torna-se conveniente comentar o parágrafo 3.4.3 do capítulo 3, cuja secção apresenta em linhas gerais o tipo de reator em questão. Nela, constata-se a necessidade do "Thermal-Driver" para garantir a criticalidade do reator. Porém, esta região térmica é responsável por mais de 90% da criticalidade total. Em outras palavras, a região de teste contribui com menos de 10% das reações para tornar o reator crítico. Deve-se verificar, entretanto, se as taxas de captura do tório nesta região, apresentam as mesmas proporções referidas acima. Caso contrário, uma grande incerteza nas secções de choque não implicará desvios demasiados no Keff.

Com base nas conclusões acima verifica-se a variação da absorção do U-235 e Th-232 no caroço do reator. Através da variação do "buckling" (B), causada pela região do "Thermal-Driver"

(Apêndice G), obtém-se a variação da absorção do U-235 na zona central, conforme a Equação 4.1. A absorção do U-235 permite estimar a absorção do Th-232.

$$\frac{\Delta A}{A} = \frac{DB^2}{A} \frac{\Delta B^2}{B^2} \pm \frac{DB^2}{A} \frac{\delta B^2}{B^2} \quad (4.1)$$

onde

A – absorção de nêutrons pelo U-235 na região central.

DB^2 – (coeficiente de difusão) x ("buckling") – fuga.

$$\Delta B^2 = B_{exp}^2 - B_{cal}^2$$

δB^2 – incerteza do valor de B^2 ,

A Equação 4.2 mostra a variação da absorção do tório na zona central do reator em função das incertezas da secção de choque do tório nesta região e na região térmica as quais influem nos desvios apresentados pelo Keff.

$$\frac{\Delta A}{A} = \frac{P}{A} \frac{\Delta K}{K} \pm \frac{P}{A} \frac{\delta K}{K} \quad (4.2)$$

onde

A – absorção do tório na região de teste.

B – produção de nêutrons

K – criticalidade

$$K = K_{exp} - K_{cal}$$

Os valores encontrados das equações 4.1 e 4.2 são os seguintes:

na Eq. 4.1

$$\left(\frac{\Delta A}{A}\right)_{U-235} = 0,07 \pm 0,05$$

na Eq. 4.2

$$\left(\frac{\Delta A}{A}\right)_{Th-232} = 0,1 \pm 1,1$$

O valor da variação obtida para a absorção no U-235, na região central, está de acordo com o que havia sido previsto (menos de 10%) ou seja representa 7% da absorção total. Por outro lado, a incerteza da variação da absorção no Th-232, na mesma região, nada permite afirmar.

5 – COMENTÁRIOS FINAIS E CONCLUSÕES

O emprego de tório em reatores rápidos super conversores, e conseqüentemente a produção de U-233, definindo assim o ciclo Th/U e a necessidade de desenvolver novas fontes de energias, motivaram a realização deste trabalho. O primeiro passo foi a avaliação das constantes nucleares destes elementos, pertencentes a biblioteca ENDF/B-III, as quais são responsáveis pela eficiência dos cálculos neutrônicos. Por esta razão o método aplicado na avaliação das secções de choque do U-233 e Th-232 (capítulo 3) foi empregado em vários casos, aumentando assim, a eficiência desta avaliação.

A Tabela V.1 resume os resultados das taxas de reações calculadas e experimentais para o Th-232 e U-233. Constata-se que os desvios apresentados para os isótopos U-233 e Th-232 estão compreendidos dentro daqueles apresentados para o U-235, Pu-239 e U-238 cujas incertezas menores que 10% são consideradas relativamente boas. Constata-se também que para os reatores cujos espectros de nêutrons apresentam energia média mais elevada, as discrepâncias tornam-se razoavelmente melhores, isto deve-se ao fato que as constantes nucleares foram representadas com 30 grupos de nêutrons dentro os quais 29 são rápidos obtendo-se então um espectro de nêutrons mais realístico com os experimentais. Entretanto, para o AETR, os espectros de nêutrons apresentam uma energia média ligeiramente menor que as calculadas, principalmente para os "cores" 8 e 9, entrando em faixas de energias onde apresentam secção de choque desconhecida. Observa-se também na Tabela V.1 que os resultados apresentam maiores informações para o U-233 do que para o Th-232, principalmente para medidas de captura Th(n, γ), que exigem maiores esforços experimentais às de fissões. Embora o U-233 e Th-232 apresentem resultados aproximados daqueles considerados padrões (secção de choque bem conhecida), recomenda-se avaliar também as secções de choque selecionadas por Bondarenko⁽³⁾ para as reações de captura e fissão destes elementos considerados.

Tabela V.1

Resultado (calculado/experimental)

	EBR-I	EBR-II	BR-I	A E T R "				
				"Cores"				
				1(442KeV)	9(189KeV)	3(140KeV)	8(127KeV)	2(127)
$^{232}\text{Th}(n,f)$	—	—	1,08	1,13	1,15	1,06	1,02	1,13
$^{232}\text{Th}(n,\gamma)$	—	—	1,01	—	—	—	—	—
$^{233}\text{U}(n,f)$	—	—	1,04	—	1,09	0,84	1,02	0,85
$^{233}\text{U}(n,\gamma)$	—	—	—	—	—	—	—	—
$^{233}\text{U}(\sigma_c/\sigma_f)$	0,92	0,96	—	—	—	—	—	—

* Resultados para os 5 "cores" de espectro de nêutrons mais duro.

O método de cálculo empregado para avaliar a captura e fissão do Th-232 e U-233, tem sido longamente desenvolvido nos últimos anos de modo que os erros cometidos devido a defeitos na teoria de reatores, tornam-se muito aquém dos erros apresentados pelas incertezas nas constantes nucleares.

APÊNDICE A

Concentrações dos Elementos que Constituem o EBR-I (10^{14} at/cm³)

Região	U-235	U-238	Az-27	Zr	Aço Inox (304)
"Core"	0,022652	0,001705	0,005423	0,007553	0,0064
"Radial Blanket"	—	0,023633	0,005423	0,007811	0,0064
"Lower plenum"	—	—	0,01295	0,00148	0,0236
"Heavy Blanket"	—	0,040385	—	—	0,003778
"Radial plenum"	—	—	0,009278	—	0,0472
"Upper radial plenum"	—	—	—	—	0,0654
"Upper plenum"	—	—	0,00468	0,002163	0,0580

APÊNDICE B

Concentração dos Elementos que Constituem o EBR-II (10^{24} at/cm³)

Região	U-235	U-238	Pu-239	Na	Aço Inox ^(b)	
(a) CORE	Zona 1	0,00615	0,00656	$1,6 \times 10^{-6}$	0,0108	0,0169
	Zona 2	0,00620	0,00660	$6,9 \times 10^{-6}$	0,0111	0,0169
	Zona 3	0,00602	0,00641	$6,9 \times 10^{-6}$	0,0113	0,0169
"Pin Tops"	—	—	—	0,011	0,030	
"Sodium gap and grid"	—	—	—	0,011	0,045	
"Top axial Blanket"	3×10^{-5}	0,13	1×10^{-6}	0,011	0,018	
"Spring"	—	—	—	0,011	0,021	
"Half plate"	—	—	—	0,008	0,057	
"Upper fixture and sodium gap"	—	—	—	0,019	0,013	
"Radial blanket"	6×10^{-5}	0,029	2×10^{-5}	0,0045	0,017	
"Radial upper region"	—	—	—	0,0043	0,016	
"Radial outer region"	—	—	—	0,022	—	

(a) As 3 zonas do "core" incluem ainda $M_o = 0,00093$, $N_b = 0,000024$ e $Z_v = 0,00076$.

(b) A composição do aço inox é ~ 70% de at Fe; 10% de at Ni, e 20% at Cr.

APÊNDICE C

Concentração dos Isótopos Pesados no BR-1 (1×10^{23} at/cm³)

Região	Th-232	U-235	U-238	Pu-239
"Core"	-	-	-	0,02066
"Blanket Axial"	-	0,00008	0,03788	-
"Thorium Controls"	0,01558	-	-	-
"Thorium Shield "	0,0261	-	-	-
"Thorium plugs"	0,0261	-	-	-

APÊNDICE D

Composição dos Elementos do A E T R ("CORE" de 1 a 9)

Region	Material	Core 1	Core 2	Core 3	Core 4	Core 5	Core 6	Core 7	Core 8	Core 9
Test	U ²³³ (kg)	—	9.85	—	1.68	19.73	23.18	4.26	24.45	24.45
	U ²³⁵ (kg)	29.77	—	22.20	—	—	—	—	—	—
	U ²³⁸ (kg)	2.24	—	1.67	—	—	—	—	—	—
	Th (kg)	—	88.11	88.05	46.71	138.52	196.58	117.86	219.97	219.97
	C (kg)	—	4.47	4.47	2.64	25.23	109.92	173.19	14.06	—
	Be (kg)	—	—	—	24.73	—	—	—	—	—
	Al (kg)	9.68	17.44	20.60	10.26	31.11	60.17	39.34	43.23	53.96
	Stainless Steel (kg)	20.11	34.12	35.41	13.31	69.02	59.51	11.92	88.32	88.32
	O (kg)	—	1.86	—	0.32	3.72	4.37	0.80	4.61	4.61
	Radius (cm)	14.02	18.85	18.85	18.85	24.26	31.52	32.18	25.53	25.53
Buffer	U ²³⁵ (kg)	46.35	—	—	—	33.30	—	—	44.08	44.08
	U ²³⁸ (kg)	3.49	—	—	—	2.51	—	—	3.31	3.31
	Th (kg)	—	—	—	—	58.59	—	—	167.87	167.87
	Al (kg)	4.00	—	—	—	63.93	—	—	48.70	46.49
	Stainless Steel (kg)	97.56	—	—	—	134.60	—	—	58.58	58.58
	C (kg)	—	—	—	—	—	—	—	10.22	—
	Radius (cm)	19.10	—	—	—	29.67	—	—	30.63	30.63
Decoupler I	C (kg)	—	—	—	47.85	—	—	—	—	—
	Al (kg)	—	—	—	7.31	—	—	—	—	—
	Radius (cm)	—	—	—	24.18	—	—	—	—	—
Decoupler II	Th (kg)	824.57	824.57	824.57	489.28	724.44	507.30	401.39	625.00	625.00
	Al (kg)	17.60	17.60	17.60	10.30	14.74	10.62	8.91	13.16	13.16
	Radius (cm)	29.77	29.64	29.64	29.59	35.03	35.05	35.08	35.10	35.10
Driver	U ²³³ (kg)	13.35	15.85	15.85	15.78	17.58	16.37	18.17	16.76	16.70
	U ²³⁵ (kg)	0.98	1.16	1.16	1.16	1.29	1.21	1.34	1.23	1.23
	Polyethylene (kg)	105.05	125.00	125.00	124.46	137.74	128.16	142.48	131.13	130.68
	Al (kg)	122.35	137.57	137.57	137.10	158.99	150.44	162.60	152.93	152.54
	Stainless Steel (kg)	54.11	60.53	60.53	60.53	81.25	77.59	77.59	76.82	76.82
	Radius (cm)	41.15	42.42	42.42	42.37	46.38	45.90	46.74	46.02	46.00
Reflector	Polyethylene (kg)	98.87	98.87	98.87	98.87	121.41	121.40	121.40	121.40	121.40
	Al (kg)	34.37	34.07	34.07	34.07	42.75	42.75	42.75	42.90	42.90
	Stainless Steel (kg)	30.83	31.97	31.97	31.97	44.47	44.47	44.47	44.17	44.17
	Radius (cm)	46.51	47.55	47.55	47.52	51.69	51.28	51.97	51.38	51.36

APÊNDICE E

Limite dos Grupos de Energias

Grupo	Intervalo de energia (eV) de energia	
1	$6,07 \times 10^7$	– $1,00 \times 10^7$
2	$3,68 \times 10^6$	– $6,07 \times 10^7$
3	$2,23 \times 10^6$	– $3,68 \times 10^7$
4	$1,35 \times 10^6$	– $2,23 \times 10^6$
5	$8,21 \times 10^5$	– $1,35 \times 10^6$
6	$4,99 \times 10^5$	– $8,21 \times 10^5$
7	$3,88 \times 10^5$	– $4,99 \times 10^5$
8	$3,02 \times 10^5$	– $3,88 \times 10^5$
9	$1,83 \times 10^5$	– $3,02 \times 10^5$
10	$1,11 \times 10^5$	– $1,83 \times 10^5$
11	$6,74 \times 10^4$	– $1,11 \times 10^5$
12	$4,09 \times 10^4$	– $6,74 \times 10^4$
13	$2,55 \times 10^4$	– $4,09 \times 10^4$
14	$1,99 \times 10^4$	– $2,55 \times 10^4$
15	$1,50 \times 10^4$	– $1,99 \times 10^4$
16	$9,12 \times 10^3$	– $1,50 \times 10^4$
17	$5,53 \times 10^3$	– $9,12 \times 10^3$
18	$3,35 \times 10^3$	– $5,53 \times 10^3$
19	$2,84 \times 10^3$	– $3,35 \times 10^3$
20	$2,40 \times 10^3$	– $2,84 \times 10^3$
21	$2,03 \times 10^3$	– $2,40 \times 10^3$
22	$1,23 \times 10^3$	– $2,03 \times 10^3$
23	$7,49 \times 10^2$	– $1,23 \times 10^3$
24	$4,54 \times 10^2$	– $7,49 \times 10^2$
25	$2,75 \times 10^2$	– $4,54 \times 10^2$
26	$2,30 \times 10^2$	– $2,75 \times 10^2$
27	$6,14 \times 10^1$	– $2,30 \times 10^2$
28	$1,37 \times 10^1$	– $6,14 \times 10^1$
29	$6,83 \times 10^1$	– $1,37 \times 10^1$
30		térmica

APÊNDICE F

F.1 – Impurezas das Amostras Usadas nas Medidas Experimentais no EBR-I.

Amostra	Composição molar	
U-233	U-232	$0,013 \pm 0,004$ partes/ 10^6
	U-234	< 4 partes/ 10^6
	U-235	< 4 partes/ 10^6
	U-238	100 ± 5 partes/ 10^6
U-235	U-234	1,10%
	U-235	93,28%
	U-236	< 1 parte / 10^6
	U-238	5,62%
U-238	U-234	< 7 partes/ 10^6
	U-235	102 ± 5 partes/ 10^6
Pu-239	Pu-240	$34,6 \pm 1,0$ partes/ 10^6
	Pu-241	< 2 partes/ 10^6

APÊNDICE F (cont.)

F.2 - Impurezas das Amostras Usadas nas Medidas Experimentais no EBR-II.

URÂNIO %						
	232	233	234	235	236	238
U-233	$< 1 \times 10^{-4}$	$< 99,996$	$< 2 \times 10^{-4}$	—	—	$< 1 \times 10^{-4}$
U-235	—	—	$< 2 \times 10^{-4}$	99,9996	$2,4 \times 10^{-3}$	$< 9 \times 10^{-4}$
U-238	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 2 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$< 3 \times 10^{-4}$	$> 99,999$
PLUTÔNIO %						
	238	239	240	241	242	
Pu-239	—	$> 99,996$	$3,65 \times 10^{-3}$	$< 2 \times 10^{-4}$	—	
Pu-240	—	$3,56 \times 10^{-3}$	99,614	3×10^{-4}	—	
Pu-242	0,726	0,230	7,23	3,29	88,53	

APÊNDICE F (cont.)

F.3 – Impurezas das Amostras Usadas nas Medidas Experimentais no AETR.

Amostras	Th-232 %	U-233 %	U-234 %	U-235 %	U-236 %	U-238 %
U-233	1,2	96,8	1,8	—	—	0,2
U-234	—	—	97,81	1,49	0,07	0,63
U-235	—	—	1,08	93,15	0,20	5,57
U-236	—	—	—	3,96	95,48	0,56
U-238 (natural)	—	—	0,0056	0,718	—	99,28
U-238 empobrecido	—	—	—	0,0012	—	99,9988

APÊNDICE G

Determinação do "Buckling" B

Encontra-se o valor de B a partir das taxas de reações obtidas para o U-235 experimentalmente⁽³⁰⁾ conforme as equações abaixo:

$$TR(r) \propto \phi(r) \quad (G.1)$$

onde

TR – taxas de reações:

$\phi(r)$ – fluxo de nêutrons.

Através do coeficiente de proporcionalidade f podemos escrever:

$$TR(r) = f \phi(r) \quad (G.2)$$

mas, para reatores esféricos $\phi(r)$ é dado por:

$$\phi(r) = \frac{\text{sen}(Br)}{Br} \quad (G.3)$$

substituindo a equação G.3 na equação h.2 temos:

$$TR(r) = f \frac{\text{sen}(Br)}{(Br)} \quad (G.4)$$

para o $r = 0$ temos:

$$TR(0) = f \quad (G.5)$$

Substituindo a equação G.5 na equação G.4 obtém-se:

$$TR(r) = TR(0) \frac{\text{sen}(Br)}{Br} \quad (G.6)$$

A Eq. G.6 permite determinar o valor de B conhecendo-se as taxas de reações.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. BATYRBEKOV, G. A. et alii. Some characteristics of fast reactor with thorium shield. *Soviet J. atom. Energy*, London, 17:1025-30, 1974.
2. BEST, G. H. et alai. Calculations of Jezebel and Godiva with recent ENDF/B microscopic data. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. *Nuclear data for reactors: proceedings of the 2nd. conference on . . . held in Helsinki, 15-19 June 1970*. Vienna, 1970. v.2, p.517-29.
3. BONDARENKO, I. I., ed. *Group constants for nuclear reactor calculations*. New York, Consultants Bureau, 1964. (Transl. from Russian).
4. CAMPBELL, C. G. et alii. The relationship of microscopic and integral data. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. *Nuclear data for reactors: proceedings of the 2nd. conference on . . . held in Helsinki, 15-19 June 1970*. Vienna, 1970. v.2, p.391.
5. CHERNICK, J. et alii. The correlation of integral experiments and high-energy cross-sections. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. *Physics of fast and intermediate reactors: proceedings of the seminar on . . . held in Vienna, 3-11 August 1961*. Vienna 1962. v.1, p.435-43.
6. CROUTHMEL, G. E. et alii. Capture-to-fission ratios U-233/U-235/U-238 and Pu-239 in EBR-I, MARK 3. *Nucl. Sci. Engng*, New York, 21:179-85, 1965.
7. DAVEY, W. G. Selected fission cross sections for ^{232}Th , ^{233}U , ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{237}Np , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu and ^{242}Pu . *Nucl. Sci. Engng*, New York, 32:35-45, 1968.
8. DAVEY, W. G. Status of important heavy-element nuclear data above the resonance region. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. *Nuclear data for reactors: proceedings of the 2nd. conference on . . . held in Helsinki, 15-19 June 1970*. Vienna, 1970. v.2, p.119-43.
9. DUDEY, N. D. et alii. Measurement and calculation of integral heavy-element cross section ratios in the fast breeder EBR-II. *Nucl. Sci. Engng.*, New York, 53:9-26, 1974.
10. FAYA, A. J. *Avaliação neutrônica de "blankets" de tório metálico em reatores rápidos refrigerados por gás*. São Paulo, 1975. [Dissertação de Mestrado].
11. _____ et alii. The use of thorium metal blankets in fast breeder reactor. *Trans. Amer. nucl. Soc.*, Hinsdale, Ill., 18:181-2, 1974.
12. FOWLER, T. B. & VONDY, D. R. *Nuclear reactor core analysis code: Citation*. Oak Ridge, Oak Ridge National Lab., July 1969. (ORNL-TM-2496).
13. HUMMEL, H. & OKRENT, D. *Reactivity coefficients in large fast power reactors*. Hinsdale, Ill., American Nuclear Soc., 1970. p.161.
14. KAFALAS, M. L. & STEVENS, C. M. Determination of the ratio of capture to fission cross sections in EBR-I. *Nucl. Sci. Engng*, New York, 2:657-63, 1957.
15. KASTEN, P. N. et alii. *An evaluation of plutonium use in high temperature gas cooled reactors*. Oak Ridge, Oak Ridge National Lab., Oct. 1971. (ORNL-TM-35250).
16. KIDMAN, R. B. & SCHENTER, R. E. *Group constants for fast reactor calculations*. Richland, Wash., Hanford Engineering Development Lab., Mar. 1971. (HEDL-TME-71-36).

17. LEIPUNSEII, A. I. et alii. Studies in the physics of fast neutron reactors. *Soviet J. atom. Energy*, London, 5:1147-66, 1958.
18. LOEWENSTEIN, W. B. The physics design of EBR-II. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. *Physics of fast and intermediate reactors: proceedings of the seminar on . . . , held in Vienna, 3-11 August, 1961*. Vienna, 1962. v.3, p.263-314.
19. _____ & MENEGHETTI, D. Integral physics data for fast reactor design. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. *Physics of fast and intermediate reactors: proceedings of the seminar on . . . , held in Vienna, 3-11 August, 1961*. Vienna, 1962. v.1, p.415-34.
20. LOUNSBURY, M. et alii. Measurements of alpha and of fission cross-section ratios for ^{233}U , ^{235}U and ^{239}Pu at thermal energies. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. *Nuclear data for reactors: proceedings of the 2nd. conference on . . . held in Helsinki, 15-19 June 1970*. Vienna, 1970. v.1, p.287-304.
21. McENHILL, J. J. & WEABLE, J. W. Integral experiments on fast systems of plutonium, uranium and thorium. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. *Physics of fast and intermediate reactors: proceedings of the seminar on . . . , held in Vienna 3-11 August, 1961*. Vienna, 1961. v.1, p.253-62.
22. MACIEL, A. C. & CRUZ, P. R. *Perfil analítico do tório e terras raras*. Rio de Janeiro, Departamento Nacional de Produção Mineral, 1973. (DNPM, Bol. 28).
23. MERRIL, M. H. *Nuclear design methods and experimental data in use at Gulf General Atomic*. San Diego, Calif., General Atomic Company, July 1973. (GA-A 12652).
24. MOUNTFORD, L. A. & MOREWITZ, H. A. The advanced epithermal thorium reactor (AETR) critical experiments. *Nucl. Sci. Engng*, New York, 21:421-8, 1965.
25. MOREWITZ, H. A. & CARPENTER, S. G. The epithermal critical experiments. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. *Physics of fast and intermediate reactors: proceedings of the seminar on . . . held in Vienna, 3-11 August, 1961*. Vienna, 1962. v.1, p.287-93.
26. POENITZ, W. P. Recent experimental data for heavy nuclei. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. *Nuclear data for reactors: proceedings of the 2nd. conference on . . . held in Helsinki, 15-19 June 1970*. Vienna, 1962. v.2, p.3-30.
27. SCHMIDT, J. J. General status of nuclear data requirements. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. *Nuclear data for reactors: proceedings of the 2nd. conference on . . . held in Helsinki, 15-19 June 1970*. Vienna, 1970. v.1, p.3-16.
28. SEHGAL, B. R. *Notes for the course "Introduction to fast breeder reactors" at Purdue University in Fall of 1973*. [S.n.t.].
29. STAVISSKII, Y. Y. & TALSTIKOV, V. A. Radiation capture cross section of neutron with energies of 003.2 MeV, by the isotopes Mn^{55} , Cu^{65} , Ba^{138} , Th^{232} . *Soviet J. atomic Energy*, London, 10:498-500, 1961/62.
30. STROMINGER, D. & SCHLESINGER, G. Fission-rate measurements in the advanced epithermal thorium reactor (AETR) critical experiments. *Nucl. Sci. Engng*, New York, 21:441-50, 1965.
31. WESTON, L. W. et alii. Measurement of neutron fission and capture cross sections for ^{233}U in the energy region 0.4 to 2000 eV. *Nucl. Sci. Engng*, New York, 34:1-12, 1968.

32. WOOD, P. J. & DRISCOLL, M. J. *Assesment of thorium blankets for fast breeder reactors*. Cambridge, Mass., Massachusetts Institute of Nuclear Engineering, July 1973. (COO-2250-2; MITNE-148).

