INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Autarquia associada à Universidade de São Paulo

**DETERMINAÇÃO EXPERIMENTAL DE ÍNDICES
ESPECTRAIS POR VARREDURA GAMA DE VARETA
COMBUSTÍVEL NO REATOR IPEN/MB-01**

LEDA CRISTINA CABELO BERNARDES FANARO

**Tese apresentada como parte dos
requisitos para obtenção do Grau de
Doutor em Ciências na Área de
Tecnologia Nuclear – Reatores**

**Orientador:
Dr. Adimir dos Santos**

**SÃO PAULO
2009**

*Dedico aos meus pais, Benedicto e Dirce dos
quais procuro seguir os exemplos de
sabedoria, bondade honestidade e
perseverança.*

*Dedico também ao meu amor Beto e aos
nossos filhos Gustavo, Juliana e Rafael.
Minha família a razão maior de meu viver.*

AGRADECIMENTOS

Ao Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares da Comissão Nacional de Energia Nuclear (IPEN/CNEN-SP), pela infraestrutura disponível para a realização deste trabalho.

À Fundação de Amparo à Pesquisa do Estado de São Paulo (FAPESP), pelo financiamento dos projetos nº: 2001/14450-0 e 2004/12542-0, que possibilitaram a aquisição de um detector HPGe, da automação do sistema de movimentação de varetas combustíveis e de computadores, imprescindíveis para a realização deste trabalho.

Ao Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo (CTMSP) pela disponibilidade de pessoal e de um detector HPGe, para a espectrometria gama dos discos de pastilha de UO_2 .

Ao Centro de Combustível Nuclear, na pessoa do pesquisador Gilberto Hage Marcondes, pela preparação dos discos de pastilhas de UO_2 , fatiando-as.

Ao Dr. Adimir dos Santos pela amizade, competente orientação e profissionalismo, os meus sinceros agradecimentos.

Ao amigo Hertz Pasqualetto pela insistência na cobrança para que este trabalho fosse iniciado.

Ao amigo e excelente profissional Rogério Jerez, pelo apoio fundamental na montagem dos arranjos experimentais e soluções dos problemas da bancada, infinitas horas de operação do reator IPEN/MB-01 e principalmente pela amizade.

Ao amigo e chefe do reator IPEN/MB-01, Ulysses d'Utra Bitelli, pelo apoio fundamental durante a realização dos experimentos, pelas discussões sobre o procedimento

experimental, pelas horas de operação do reator IPEN/MB-01 e principalmente pela amizade.

Aos demais operadores do reator IPEN/MB-01: Rinaldo Fuga, César Luiz Veneziani, Reginaldo Gilioli e Marco Antonio Sabo, pelo auxílio na montagem do arranjo experimental e muitas horas de operação do reator.

Ao pesquisador Ricardo Diniz, pelas discussões sobre as técnicas de análise estatística dos dados experimentais.

Aos profissionais da proteção radiológica, representados pelos técnicos Sérgio Muntz Vaz e Eduardo Cardoso Monteiro, pelas orientações com o manuseio dos materiais radiativos.

Ao pesquisador Paulo de Tarso Daledone Siqueira, pelo auxílio durante a modelagem do experimento com o código MCNP.

Aos colegas Pedro Carlos Russo Rossi e Thiago Carluccio, pela disponibilização dos códigos MCNP-5 e NJOY nos computadores Core 2 Quad e Xeon, que possibilitaram a execução dos cálculos do experimento com a precisão desejada.

A todos que direta ou indiretamente contribuíram para a realização deste trabalho, em particular aos amigos da Divisão de Física de Reatores, representados por Graciete Simões de Andrade e Silva, Mitsuo Yamaguchi, Nanami Kosaka e Renato Yoichi Ribeiro Kuramoto; além dos demais amigos do reator IPEN/MB-01 representados por Marlene Iara Aguiar e Denílson Pereira da Silva, os meus agradecimentos pela amizade e apoio que nunca faltaram nos momentos difíceis ao longo da jornada.

DETERMINAÇÃO EXPERIMENTAL DE ÍNDICES ESPECTRAIS POR VARREDURA GAMA DE VARETA COMBUSTÍVEL NO REATOR IPEN/MB-01

Leda Cristina Cabelo Bernardes Fanaro

RESUMO

Neste trabalho foram determinados experimentalmente os índices espectrais $^{28}\rho^*$ e $^{25}\delta^*$ e o fator de eficiência de contagem gama através da técnica de varredura gama de varetas combustíveis no reator nuclear IPEN/MB-01. A vantagem deste método experimental consiste no fato de terem sido eliminados a maioria dos fatores de correção advindos dos cálculos, permanecendo somente os fatores de rendimento médio de fissão e a fração de fissão no ^{235}U na determinação do $^{25}\delta^*$. Os experimentos foram efetuados com luvas de cádmio de diferentes espessuras: 0,55 mm, 1,10 mm e 2,20 mm. As incertezas experimentais inferiores a 1% e a excelente caracterização dos dados geométricos e materiais do reator IPEN/MB-01 permitem utilizar os resultados obtidos como benchmark para a validação de bibliotecas de dados nucleares. Sendo assim, foi utilizado o programa MCNP-5 com as bibliotecas de dados nucleares: ENDF/B-VI.8, ENDF/B-VII.0, JENDL-3.3 e JEFF-3.1. A comparação entre os valores advindos dos cálculos e os resultados experimentais mostrou que houve progressos sensíveis com as bibliotecas de dados nucleares atuais. Os desvios entre a comparação dos valores calculados e os resultados experimentais são inferiores a 2 %, sendo que o melhor desempenho foi obtido com a biblioteca de dados nucleares ENDF/B-VII.0 e a incerteza máxima na comparação dos resultados foi de -1,4 %, para as bibliotecas de dados nucleares JEFF-3.1 e JENDL-3.3.

EXPERIMENTAL DETERMINATION OF SPECTRAL INDICES BY SCANNING OF FUEL ROD IN THE IPEN/MB-01 REACTOR

Leda Cristina Cabelo Bernardes Fanaro

ABSTRACT

In this work, the spectral indexes $^{28}\rho^*$ and $^{25}\delta^*$, and gamma efficiency factor in the IPEN/MB-01 reactor were determined experimentally employing a rod scanning technique. In the case of $^{28}\rho^*$, this method has the advantage of eliminating most of the correction factors derived from the calculations. Only the fission yield factor and the relative fission rate in the ^{235}U remain in the determination of the $^{25}\delta^*$. The experiments were performed with different thicknesses of cadmium sleeves: 0.55 mm, 1.10 mm and 2.20 mm. The final experimental uncertainty achieved in the experiment, less than 1 %, and the excellent geometrical and material data characterization of the IPEN/MB-01 reactor allow us to use the results as benchmark for validate calculation methods and related nuclear data libraries. The comparison between calculated values and experimental values was performed by employing the MCNP-5 code and the nuclear data libraries: ENDF/B-VI.8, ENDF/B-VII.0, JENDL-3.3 and JEFF-3.1. The results demonstrate that the difference among libraries is very small. Also, the comparison between calculated values and experimental values shows that there has been considerable progress in the recent nuclear data libraries. The best result is obtained with ENDF/B-VII.0 nuclear data library, and the highest discrepancy was obtained with JEFF-3.1 and JENDL-3.3 nuclear data libraries.

SUMÁRIO

	Página
1 INTRODUÇÃO	09
1.1 Objetivos	14
1.2 Justificativas	15
1.3 Histórico e estado da arte	18
2 FUNDAMENTOS TEÓRICOS	23
3 MATERIAIS E MÉTODOS EXPERIMENTAIS	30
3.1 O reator IPEN/MB-01	30
3.2 Sistemas experimentais para espectrometria gama	31
3.3 Procedimento experimental	33
3.3.1 Determinação experimental dos índices espectrais na vareta combustível	33
3.3.2 Determinação experimental dos índices espectrais nos discos de pastilhas de UO_2	37
3.4 Análise de incertezas	39
3.4.1 O método dos mínimos quadrados	39
3.4.2 A propagação de incertezas	40
3.5 Metodologia de cálculo	42
4 RESULTADOS OBTIDOS	48
4.1 Definição das posições de irradiação	48
4.2 Determinação experimental dos índices espectrais nos discos de pastilhas de UO_2	51
4.2.1 Determinação experimental do $^{28}\rho^*$ nos discos de pastilhas de UO_2	53
4.2.2 Determinação experimental do $^{25}\delta^*$ nos discos de pastilhas de UO_2	58
4.3 Determinação experimental dos índices espectrais na vareta combustível nas posições dos discos de pastilhas de UO_2	62
4.3.1 Determinação experimental do $^{28}\rho$ na vareta combustível nas posições dos discos de pastilhas de UO_2	62
4.3.2 Determinação experimental do $^{25}\delta^*$ na vareta combustível nas posições dos discos de pastilhas de UO_2	64
4.4 Determinação do fator de auto-absorção gama	66

4.5	Determinação experimental dos índices espectrais na vareta combustível nas posições simétricas	66
4.5.1	Determinação experimental do $^{28}\rho^*$ na vareta combustível nas posições simétricas	67
4.5.2	Determinação experimental do $^{25}\delta^*$ na vareta combustível nas posições simétricas	69
4.6.	Determinação do fator de correção ϵ para aferir o $^{25}\delta^*$ experimental	72
4.7	Análise teórica dos experimentos	73
4.7.1	Cálculo dos parâmetros nas posições de irradiação dos discos de pastilhas de UO_2	74
5	COMPARAÇÃO ENTRE OS VALORES CALCULADOS E OS MEDIDOS	75
6	DISCUSSÃO E CONCLUSÕES	80
7	SUGESTÕES PARA TRABALHOS FUTUROS	83
ANEXO A	O REATOR IPEN/MB-01	84
A.1	Introdução	84
A.2	Descrição detalhada do reator IPEN/MB-01	85
A.2.1	O tanque moderador e periféricos	85
A.2.2	Placas espaçadoras	88
A.2.3	Vareta Combustível	93
A.2.4	Varetas de controle, segurança e tubo guia	95
A.3	Descrição dos materiais	98
ANEXO B	CARACTERÍSTICAS DO SISTEMA DE DETECÇÃO ORTEC	106
ANEXO C	CARACTERÍSTICAS DO SISTEMA DE DETECÇÃO CANBERRA	109
C.1	Detector HPGe e instrumentação associada	109
C.2	Sistema automático de movimentação da vareta combustível	111
ANEXO D	ÍNDICES ESPECTRAIS COM BLOCO DE ALUMÍNIO	116
ANEXO E	MODELAGEM DO REATOR IPEN/MB-01 COM O MCNP-5	120
	REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	126

1 INTRODUÇÃO

No processo de validação e verificação de metodologias de cálculo e bibliotecas de dados nucleares associados, é de fundamental importância a existência de experimentos que possam ser considerados padrões de comparação (benchmarks). Nesse aspecto, o reator IPEN/MB-01 tem dado uma contribuição fundamental^{/1-6/} pelo fato de ser um sistema de características e de composição bem estabelecidas, bem como uma instalação experimental versátil e que permite ao pesquisador uma grande flexibilidade.

Atualmente, a área de física de reatores atravessa um período de extrema evolução no que concerne à interpretação física de vários fenômenos que, historicamente, apresentaram várias discrepâncias entre teoria e experimento. Um exemplo é a superestimativa da seção de choque de captura do ^{238}U na região epitérmica de energia do nêutron, que acarreta discrepâncias entre o índice espectral $^{28}\rho^{7/}$ calculado e medido e na subestimativa do fator de multiplicação efetivo, k_{eff} .

Por vários anos, métodos e bibliotecas de dados nucleares aplicados à área de física de reatores impuseram restrições severas nas previsões teóricas. Constituía prática comum adotar procedimentos empíricos tais como: o ajuste das seções de choque para obter melhor concordância entre teoria e experimento e a utilização de correlações experimentais para a determinação da integral de ressonância efetiva.^{/8,9/} Entretanto deve-se salientar que o sucesso do ajuste dos dados nucleares, com o intuito de melhorá-los ou até mesmo compensar as deficiências do método de cálculo, está diretamente ligado à qualidade dos experimentos e também à região de validade das medidas que servirão de padrão de comparação.

Os progressos alcançados na comparação teoria-experimento devem-se principalmente aos avanços nas seguintes áreas: dados nucleares, técnicas de medidas de parâmetros nucleares e informática. Na área de dados nucleares, o desenvolvimento das bibliotecas ENDF/B propiciou uma base padrão para as seções de choque necessárias à análise de experimentos na área de física de reatores.

Vários avanços tecnológicos nos aceleradores lineares de elétrons propiciaram um progresso enorme, não somente na qualidade das medidas de seções de choque, bem como na quantidade; tais como na resolução e análise de várias ressonâncias descrevendo a interação de nêutrons com a matéria. As bibliotecas de dados nucleares mais recentes como a ENDF/B-VII.0^{/10/}, a JEFF3.1^{/11/} e a JENDL3.3^{/12/} refletem claramente esse aspecto devido ao número enorme de ressonâncias resolvidas e a extensão dessa região de energia do nêutron.

Embora as primeiras medidas de seções de choque, tenham sido realizadas na região térmica de energia do nêutron, a região de ressonância resolvida obteve o maior desenvolvimento nos últimos anos. Até poucos anos atrás, as medidas de seções de choque eram efetuadas quase que exclusivamente na região de ressonância resolvida. Os avanços foram tão grandes nessa região de energia do nêutron que as seções de choque das primeiras ressonâncias de vários actínídeos alcançaram um estágio de desenvolvimento tão elevado que eram conhecidas melhores que às da região térmica. Esse aspecto pode ser notado nas versões IV e V da ENDF/B onde o suporte experimental na região térmica foi mantido praticamente inalterado, por esta razão, o impacto dessas bibliotecas foi mínimo na análise de reatores térmicos. Entretanto, esse aspecto alterou-se profundamente com o advento das bibliotecas de dados nucleares mais recentes como as ENDF/B-VI.8 e ENDF/B-VII.0.

Parâmetros de ressonância determinados experimentalmente estão disponíveis, para caracterizar seções de choque, somente para baixas energias. Para energias mais altas, na região de ressonâncias não resolvidas, é necessário o uso de considerações teóricas para pressupor a estrutura provável da ressonância que é a base das medidas de seções de choque em função da energia do nêutron. Em alguns casos usa-se extrapolar para altas energias os parâmetros de ressonâncias resolvidas medidos em energias mais baixas. Além disso, a teoria é algumas vezes usada para determinar parâmetros de ressonância que são difíceis de se medir em baixas energias.

Na TAB. 1.1 apresenta-se a evolução da determinação de ressonâncias resolvidas na biblioteca de dados nucleares ENDF/B. Observa-se que houve um aumento muito grande no número de ressonâncias resolvidas entre as versões ENDF/B-IV^{/13/} e ENDF/B-VI.8^{/14/} para o ^{235}U e o ^{238}U e principalmente na extensão da faixa de energia

térmica. O progresso prosseguiu entre as versões ENDF/B-VI.8 e ENDF/B-VII.0, entretanto houve maior evolução na faixa de energia epitérmica, principalmente no que tange ao número de ressonâncias resolvidas do ^{238}U que dobrou devido ao uso de medidas de seções de choque com alta resolução no processo de avaliação.

TABELA 1.1 – Ressonâncias resolvidas na biblioteca de dados nucleares ENDF/B.

Material	ENDF/B	MAT	Região de Ressonâncias		Região de Ressonâncias Não-resolvidas
			Resolvidas		
			Faixa de Energia (eV)	Número de Ressonâncias	
²³⁵ U	IV	1261	1,0(+0) a 8,20(+1)	130 (s-wave)	8,20(+1) a 2,50(+4)
	VI.8	9228	1,0(-5) a 2,25(+3)	3193 (s-wave)	2,25(+3) a 2,50(+4)
	VII.0	9228	1,0(-5) a 8,20(+3)	3193 (s-wave)	2,25(+3) a 2,50(+4)
²³⁸ U	IV	1262	1,0(+0) a 4,00(+3)	190 (s-wave)	4,00(+3) a 4,50(+4)
	VI.8	9237	1,0(-5) a 1,00(+4)	523 (s-wave)	1,00(+4) a 1,49029(+5)
				1130 (p-wave)	
	VII.0	9237	1,0(-5) a 2,00(+4)	926 (s-wave) 2417 (p-wave)	2,00(+4) a 1,490288(+5)

Ao mesmo tempo em que os progressos na área de dados nucleares foram se tornando importantes, inclusive com a inclusão de novos formalismos como: Reich-Moore^{15/} para descrever as ressonâncias resolvidas e do MF6 (double-differential cross section) para a descrição das interações de espalhamento e de geração de nêutrons; os códigos de pré-processamento como NJOY^{16/} tiveram que se adequar e um trabalho intenso de adaptação foi e está sendo efetuado. Atualmente, o sistema NJOY processa todos os formalismos contidos no arquivo ENDF e produz bibliotecas de dados nucleares para vários códigos da área de física de reatores. Os progressos alcançados nos códigos de pré-processamento não se restringiram única e exclusivamente à adequação com a ENDF. O sistema NJOY atualmente engloba o módulo LEAPR o qual permite ao usuário a elaboração das leis de espalhamento térmico^{17/} para vários moderadores na temperatura específica da aplicação de interesse. Até recentemente, as únicas leis de espalhamento térmico provinham da versão ENDF/B-III^{17/} e para temperaturas preestabelecidas.

Na área de informática, o desenvolvimento de computadores cada vez mais velozes tem propiciado a utilização de sofisticados métodos matemáticos e de modelagem como os dos códigos de monte carlo MCNP-5^{/18/} e determinísticos TORT^{/19/}, os quais têm se tornado de uso crescente em vários centros de pesquisa do mundo. Particularmente, o código MCNP-5 passou por um período de importantes modificações e adaptações para torná-lo compatível com os formalismos oriundos da versão ENDF/B-VI e mais recentemente da ENDF/B-VII.0, principalmente no que tange aos aspectos de espalhamento e geração de nêutrons descritos pelo MF6. Com o lançamento do microcomputador Core 2 Quad com sistema operacional e processador de 64 bit, a compilação do MCNP-5 em 64 bits permite utilizar o algoritmo de geração de números aleatórios de “L’Ecuyer 63-bit generator number 1”, cujo período é igual a $9,2 \times 10^{18}$. Dessa forma a geração de números aleatórios torna-se mais rápida e permite a geração de um número muito maior de histórias. Observa-se que para um mesmo tempo de execução do programa MCNP-5 pode-se executar cerca de 6 vezes mais histórias do que o anterior. Conseqüentemente, as incertezas estatísticas de parâmetros integrais e diferenciais devido ao método de cálculo e modelagem têm sido extremamente reduzidas.

Atualmente, métodos matemáticos e computacionais atingiram tal estágio de desenvolvimento que a incerteza principal nos cálculos de reatores reside nos dados nucleares básicos utilizados no processo. Portanto, uma característica fundamental nos experimentos projetados para servir como padrão de comparação é a introdução de incertezas menores que as oriundas dos dados nucleares básicos. Paralelamente, a evolução tecnológica dos equipamentos utilizados nos experimentos tais como detectores de radiação de germânio hiper-puro (HPGe) e de programas de aquisição e de análise de dados, permitem que os experimentos sejam elaborados com mais qualidade e precisão do que aqueles que foram realizados no passado. Como consequência global, os experimentos da área de física de reatores têm que ser específicos e obtidos com grande exatidão para que sejam considerados padrões de comparação.

Os chamados índices espectrais são parâmetros integrais extremamente importantes no sentido de correlacionar teoria e experimentos no projeto de núcleos de reatores nucleares. Assim, se pode verificar o nível de exatidão e precisão dos diversos códigos da área de física de reatores, responsáveis pelo projeto e acompanhamento operacional de reatores nucleares, no que tange à melhor metodologia de cálculo,

modelagens adequadas, bem como às bibliotecas de dados nucleares que melhor se adequam para a comparação entre cálculo e experimento.

O índice espectral $^{28}\rho$ é definido como a razão entre as taxas de reações nucleares de captura radiativa, que ocorrem nos átomos de ^{238}U , na região epitérmica e térmica do espectro de energia dos nêutrons. Similarmente, o $^{25}\delta$ é definido como a razão entre as taxas de reações de fissão nuclear, que ocorrem nos átomos de ^{235}U na região epitérmica e térmica do espectro neutrônico. Particularmente o índice espectral $^{28}\rho$ desempenha um papel primordial na análise de reatores térmicos, porque representa uma medida quase que direta da absorção neutrônica na região de ressonância resolvida do ^{238}U . Conseqüentemente a determinação experimental com boa exatidão é de fundamental importância para a validação dos dados nucleares atualmente em uso pela comunidade nuclear. Experimentalmente, na prática se utiliza o cádmio, um elemento com alta seção de choque de absorção de nêutrons térmicos, como filtro neutrônico para eliminar da taxa de reação total na folha de urânio a parcela da taxa de reação com nêutrons térmicos.

Historicamente os índices espectrais $^{28}\rho$ e $^{25}\delta$ têm sido determinados por meio da irradiação de folhas de urânio, nuas e cobertas com cádmio. São utilizadas folhas de urânio empobrecido para o $^{28}\rho$ e altamente enriquecido para o $^{25}\delta$. O método basicamente consiste na determinação da razão de cádmio e transforma o sistema perturbado num sistema não perturbado por meio de um fator de correção obtido por um processo numérico.^{/20,21/} Além disso, o fator de correção transforma esses índices espectrais para um corte térmico de 0,625 eV. Dois problemas fundamentais ocorrem na determinação desses índices espectrais. O primeiro refere-se à manutenção da mesma potência nas irradiações das folhas nuas e cobertas com cádmio. O segundo refere-se à introdução do fator de correção oriundo do cálculo no qual a introdução de margens de incerteza e a própria validação torna-se extremamente complexa.

1.1 Objetivos

São 5 os objetivos do presente Trabalho:

1. Introduzir um novo método experimental baseado na espectrometria gama de varetas combustíveis para a medida dos índices espectrais $^{28}\rho$ e $^{25}\delta$, o qual eliminará a necessidade da manutenção da mesma potência do reator bem como nenhum fator de correção advindo do cálculo ou experimento.
2. Efetuar a medida dos índices espectrais utilizando diferentes luvas de cádmio, com precisão da ordem de 0,5 %. O cádmio possui a característica da eliminação dos nêutrons térmicos através da absorção destes nêutrons.
3. Medir o fator de eficiência de contagem gama da vareta combustível, através da irradiação de fatias de pastilhas de UO_2 . Esta medida permitirá eliminar os fatores de correção advindos do cálculo para determinar o $^{28}\rho$, entretanto o $^{25}\delta$ sempre dependerá dos fatores de rendimento médio de fissão e da fração de fissão no ^{235}U .
4. Validação dos dados nucleares relativos às seções de choque de fissão do ^{235}U e de captura do ^{238}U das bibliotecas ENDF/B-VI.8, ENDF/B-VII.0, JENDL3.3 e JEFF3.1, através da comparação entre os parâmetros calculados com o código MCNP-5 e os valores medidos.
5. O estabelecimento de padrões experimentais com incertezas que atendam a precisão desejada (~0,5%), para a validação de bibliotecas de dados nucleares e métodos empregados na obtenção de índices espectrais. A área de Física de reatores necessita de padrões experimentais relacionados aos índices espectrais.

1.2 Justificativas

Desde os primórdios da área nuclear persiste o problema de subestimativa da reatividade para sistemas térmicos de baixo enriquecimento e refrigerados à água leve (LWR). A causa principal dessa subestimativa é a superestimativa das seções de choque de captura (n,γ) do ^{238}U .^{/22-24/} As principais bibliotecas de dados nucleares, ENDF/B-VI.8, JENDL3.3 e JEFF3.0, contribuíram com um grande progresso nesse aspecto, mas a questão da subestimativa do k_{eff} ainda persiste^{/25/}, como pode ser observado na FIG. 1.1, os resultados obtidos para os diversos benchmarks calculados com as mais recentes bibliotecas de dados nucleares, na maioria dos casos subestimam o k_{eff} . Esse aspecto motivou a criação de um grupo de estudos para analisar as causas e solucionar o problema. Assim, no Working Party on International Nuclear Data Evaluation Co-operation (WPEC), realizado em Geel de 23 a 24 de maio de 2001, foi criado o subgrupo 22. Dentre os participantes estão os laboratórios: IAEA, BAPL, CEA-Cadarache, CEA- BRC, JAERI, KAPL, Los Alamos, NRG, ORNL, Westinghouse, entre outros.

FIGURA 1.1 - k_{eff} de Benchmarks LEU-COMP-THERM Calculados com o Código MCNP-4C para Diferentes Bibliotecas de Dados Nucleares.

Devido aos inúmeros experimentos de criticalidade fica fácil sugerir o melhor valor de seção de choque a ser utilizado. Entretanto, medidas com taxa de reação, com qualidade para servir de benchmark têm sido pouco realizadas, desse modo a execução de novos experimentos é de fundamental importância para o avanço da qualidade dos valores recomendados, principalmente das seções de choque de captura do ^{238}U .

Os parâmetros de ressonância do ^{238}U abaixo de 10 keV, sugeridos por Moxon,^{/26/} foram incorporados às bibliotecas ENDF/B-VI.8, JEFF3.0 e JENDL3.3. As análises de experimentos integrais sensíveis à captura do ^{238}U foram realizadas para verificar a exatidão desses parâmetros e observar as tendências dos dados nucleares avaliados.

A variação do k_{eff} em função da fração de captura do ^{238}U ,^{/27-29/} definida como a razão entre a taxa de captura do ^{238}U pela taxa de absorção total, mostra a tendência de diminuição do k_{eff} com o aumento da fração de captura do ^{238}U . Esta correlação foi interpretada como uma superestimativa da integral de ressonância autoblindada de captura do ^{238}U (Shielded Resonance Integral-SRI). Contudo foram observadas tendências semelhantes com outros parâmetros tais como: fração de fissão acima da energia térmica (Above Thermal Fission Fraction-ATFF) e fração de fissão e de captura do ^{235}U . Desse modo a tendência observada pode ser atribuída tanto ao ^{238}U como também às deficiências das seções de choque do ^{235}U .

Experimentos com índices espectrais do ^{238}U produzem informações importantes na exatidão da captura do ^{238}U . A equipe do CEA/Cadarache realizou a análise detalhada dos índices espectrais medidos no EOLE^{/30/} com o código TRIPOLI usando a biblioteca JEFF2.2 com os parâmetros de ressonância de Moxon. Os resultados^{/31/} mostraram que a taxa de captura do ^{238}U calculada é sistematicamente superestimada aproximadamente $1,5 \pm 1,0 \%$. Medidas recentes foram realizadas no reator IPEN/MB-01 para o índice espectral $^{28}\rho$ no interior da pastilha combustível (diâmetro de 7,5 mm)^{/32/}. Neste caso, os cálculos efetuados com o código MCNP-4C e biblioteca ENDF/B-VI.8 subestimam o valor de $^{28}\rho$ em $-1,86 \pm 0,61 \%$. Cálculos com o MCNP e biblioteca JEFF3.0 do benchmark DIMPLE^{/27/} apresentaram incerteza de $3,1 \pm 1,9 \%$ para a razão entre a taxa de captura no ^{238}U e a taxa de fissão no ^{235}U (C8/F5), mas a incerteza dos

cálculos de Monte Carlo também foram altas para se tirar conclusões da comparação entre o cálculo e a medida. Outros estudos envolvendo benchmarks mais antigos como TRX, também não podem produzir evidências decisivas para a superestimativa da captura do ^{238}U .

Uma série de experimentos realizados no final dos anos 50 e início dos anos 60 compilados por Hellstrand^{/9/} recomendou valores da integral de ressonância efetiva do ^{238}U tabulados em função da razão entre a superfície e a massa de urânio da vareta, usando fórmula empírica. Estes resultados foram revisados de diferentes formas, a primeira metodologia^{/33,34/} consiste em definir um benchmark idealizado “pin-cell” no qual a SRI calculada pode ser diretamente comparada com os valores das correlações de Hellstrand; a segunda^{/35/} um experimento específico realizado no reator R1 em Estocolmo^{/36/} foi modelado em detalhes com o código de Monte Carlo MONK. Inicialmente acreditava-se que estes dados experimentais pudessem ajudar a decidir a questão, entretanto devido a grandes incertezas experimentais, cerca de 3%, as correlações de Hellstrand não foram precisas o suficiente para se extrair informações conclusivas delas.

Medidas da produção de ^{239}Pu versus a queima em experimentos de pós-irradiação (PIE) são também um valioso verificador da SRI de captura do ^{238}U . Nos experimentos franceses com combustível UO_2 os cálculos com a biblioteca JEFF2.2 indicaram que a razão isotópica $^{239}\text{Pu}/^{238}\text{U}$ foi sistematicamente superestimada de 1 % a 3 % dependendo da configuração experimental e queima^{/37/}.

Nas quatro categorias acima somente um número limitado de experimentos foi investigado e uma quantidade maior será necessária para fornecer subsídios para conclusões mais precisas a respeito da captura do ^{238}U . Além disso, ainda se faz necessário uma rigorosa intercomparação com os códigos de Monte Carlo, como MCNP e TRIPOLI^{/38/}, que auxiliarão no entendimento das diferenças observadas na previsão de k_{eff} . Na versão da biblioteca de dados nucleares ENDF/B-VII.0, a seção de choque térmica do ^{238}U foi reduzida cerca de 1,5 % e na região de ressonância a redução foi de 0,4 %.^{/39/} Esta implementação esta dentro da incerteza experimental de ambas as medidas integral e diferencial atuais. Dada a alta sensibilidade na reatividade, em sistemas com combustível de urânio, devido à captura do ^{238}U , a modificação proposta elimina a tendência de

diminuição da diferença do k_{eff} com o aumento da fração da captura do ^{238}U e conseqüentemente melhora a previsão do k_{eff} .^{/39/}

A medida da qualidade de um conjunto de avaliações de dados nucleares é realizada através da modelagem e de cálculos de modelos de experimentos críticos. Contudo, para se chegar a boas conclusões a respeito dos dados é importante que o conjunto crítico seja: bem definido, simples e bem caracterizado. Para região de alta energia, as famosas séries críticas de Los Alamos incluindo Godiva, Jezebel, Flattops e Bigten completam esta função satisfatoriamente. Na região térmica, as unidades críticas TRX, BAPL, Yankee, BAW e Dimple são consideradas padrões pelo CSEWG (Cross Section Evaluation Working Group), entretanto somente as unidades críticas TRX e BAPL possuem a determinação experimental dos parâmetros $^{28}\rho$ e $^{25}\delta$ de razoável qualidade.

Os resultados obtidos em experimentos no reator IPEN/MB-01^{/40/} estão sendo utilizados como padrão de comparação pela comunidade internacional,^{/41/} que está muito interessada em novos experimentos em nosso reator como também em experimentos programados para o arranjo EOLE^{/30/} na França, de modo que se possam produzir verificações futuras dos parâmetros de ressonância do ^{238}U .

1.3 Histórico e estado da arte em índices espectrais

O primeiro trabalho experimental completo apresentando uma técnica de medida de parâmetro espectral foi apresentado por Egeazarov^{/42/} em 1955, na academia de ciências da URSS e divulgado internacionalmente no mesmo ano na conferência sobre os usos pacíficos da energia nuclear, realizada em Genebra na Suíça. Também em Genebra, Kouts^{/43/} apresentou um trabalho, porém de forma reduzida. A partir daí uma série de trabalhos, a respeito do assunto, realizados ao longo da década de 50 passaram a ser divulgados internacionalmente, tais como os inúmeros relatórios técnicos da Westinghouse^{/44-48/}, realizados nas unidades críticas TRX e YANKEE, bem como medidas realizadas no laboratório Brokhaven (MIT)^{/49/} nos Estados Unidos, e em outros reatores de pesquisa^{/50-55/}.

As dificuldades experimentais para a determinação dos parâmetros espectrais eram bastante significativas nos anos 50 e 60. Inicialmente utilizaram-se detectores de cintilação na espectrometria gama dos alvos irradiados de urânio enriquecidos ou empobrecidos (depletados). Além das dificuldades decorrentes dos produtos de fissão e captura, existia uma dificuldade inerente à obtenção dos próprios parâmetros espectrais, ou seja, na precisão das medidas que apresentassem razões de cádmio muito próximas ao valor unitário. Assim erros de 1% na medida de razão de cádmio no reator SSCR^{/51,52,56/} levaram a erros de 16% no parâmetro integral ²⁸ ρ . Por esse motivo foi proposta a utilização de uma técnica alternativa, utilizando folhas de uma liga de disprósio e alumínio (Dy-Al), sendo o disprósio um elemento de alta seção de choque de captura radiativa. Entretanto, esta técnica não elimina a necessidade da utilização dos fatores de correção.

Um problema grave em todas as medidas realizadas na época consistiu no fato de que não dispunham de instrumentos para avaliar, com boa precisão, a perturbação causada pelo cádmio nas medidas das taxas de reação no combustível ou folhas de urânio. A tal ponto que medidas mais recentes, como as realizadas no programa experimental TIC^{/57/} (Temporary International Collective for Joint Research Into the Physics of Water-Type Reactor), durante os anos 70 e 90, eliminaram a obtenção dos parâmetros espectrais, obtidos a partir de medidas da razão de cádmio do urânio, passando-se a trabalhar com o Dy. Entretanto, nessa circunstância, os valores experimentais são sensíveis ao modelo de cálculo utilizado, pelas correções advindas dos próprios cálculos que se deseja validar.

No processo de comparação teoria-experimento é necessário que o experimento selecionado para servir de comparação apresente os requisitos necessários de qualidade e facilidade de modelagem com as metodologias existentes. Assim de todas as medidas realizadas nos anos 50 e 60 o grupo americano de avaliação de dados de seção de choque CSEWG^{/58/} (Cross Section Evaluation Working Group) considerou as medidas realizadas nas unidades críticas TRX e BAPL^{/22/}, moderadas a água leve, como padrões de comparação (Benchmark), apesar das mesmas terem sido realizadas a partir das medidas de razão de cádmio do urânio. Na época foram obtidas correções empíricas das perturbações, devido ao cádmio, que foram posteriormente reavaliadas por Sher e Fiarman^{/21/} (1976). As medidas realizadas no MIT foram consideradas como padrão de comparação pelo CSEWG, para sistemas moderados a água pesada.

Experimentos com revestimentos de pastilhas combustíveis semelhantes ao reator IPEN/MB-01, ou seja, aço inoxidável foram efetuados nas críticas americanas YANKEE^{/44,45,59/}, BAW^{/51-53/} e na inglesa DIMPLE^{/60/}, mas somente a desta última pode ser considerada de qualidade.

A década de 70 caracterizou-se por muitas medidas realizadas em reatores e unidades críticas rápidas^{/61-66/}. Nesse tipo de reator a concordância entre os valores medidos e calculados se tornou mais difícil, diante da menor precisão dos valores das seções de choque nas regiões epitêrmicas e rápidas do espectro neutrônico^{/67/}. Medidas mais recentes em sistemas térmicos voltaram a ocorrer nos anos 80 e 90, nas críticas TCA (Japão)^{/68-72/} e ZR-6 (Hungria)^{/57,73,74/}. Todavia, em nenhuma delas o revestimento do elemento combustível era aço inoxidável, e sim alumínio e liga zircônio-nióbio, respectivamente.

Há ainda programas experimentais como os realizados no reator de pesquisa de potência zero PROTEUS^{/75/}. O encamisamento dos elementos combustíveis é de aço inoxidável, porém os parâmetros medidos neste reator^{/76-78/} diferem dos medidos no reator IPEN/MB-01^{/20/}. Neste caso, os índices espectrais $^{28}\rho$, $^{25}\delta$, razão de conversão modificada (C^*), razão entre a taxa de captura no ^{238}U e a taxa de fissão no U ($C8/F$) e a razão epitêrmica $(C8/F)_{ep}$, foram todos eles obtidos com precisão, na região do núcleo do reator onde o fluxo de nêutrons está livre de perturbações (região assintótica), a partir da irradiação de varetas combustíveis especiais (desmontáveis) e folhas de urânio nuas e cobertas com cádmio. Os fatores de correção foram obtidos pelo programa MCNP-4B, que obteve os fatores em função das luvas de cádmio, bem como para as folhas de urânio e folhas “catcher” de urânio, alumínio e cádmio, introduzidos no interior da vareta combustível especial.

As sucessivas versões das avaliações do intervalo resolvido de ORNL/CEA e os dados do intervalo rápido da LANL e BRC foram incorporados em dois arquivos testes completos do ^{238}U . Na rigorosa comparação entre os códigos utilizados na análise elaborada no subgrupo 22^{/31/}, embora na maioria dos casos tenha sido encontrada razoavelmente boa consistência, contudo diferenças residuais foram observadas notavelmente acima de 150 pcm, para configurações típicas LEU-COMP-THERM, entre os códigos TRIPOLI4 e MCNP, bem fora da incerteza estatística combinada.

As investigações dessas discrepâncias baseada no balanço de nêutrons, na taxa de reação entre outras ainda está em aberto. Estas diferenças entre os códigos atrapalham a análise dos efeitos da seção de choque em cerca de 100 pcm, mas não impede a concordância que a combinação das ressonâncias do ORNL/CEA e dos dados inelásticos do LANL/BRC produz uma solução satisfatória do problema do k_{eff} . Testes integrais demonstraram a melhoria da previsão da reatividade para um grande número de redes térmicas de baixo enriquecimento^{/79-81/}.

Resultados de benchmarks são continuamente disponibilizados nas páginas da internet do CSEWG para os projetos das bibliotecas JEFF e ENDF, respectivamente: http://www.nea.fr/html/dbdata/projects/nds_jef.htm e <http://nndc.bnl.gov/csewg>.

Na TAB. 1.2 apresenta-se a evolução das comparações entre os parâmetros calculados e os resultados experimentais. Observa-se que nas primeiras comparações as discrepâncias entre os parâmetros calculados e os medidos experimentalmente eram de até +25 %, para os reatores NORA^{/74/}, BAY^{/74/} e CRX^{/74/}, além disso, não se conhecia as incertezas experimentais. Atualmente o nível de discrepância na comparação entre teoria/experimento varia de -2,0 % a +3,0 %, para as críticas TRX^{/82/}, BAPL^{/82/}, MISTRAL^{/31/} e ERASME^{/31/}. Entretanto as incertezas experimentais ainda estão acima de $\pm 1,5$ %, o que dificulta quantificar a discrepância na comparação com os resultados obtidos através dos cálculos. A taxa de captura do ^{238}U calculada é sistematicamente superestimada, isso se deve tanto à seção de choque térmica do ^{238}U quanto à região de ressonância.

TABELA 1.2 - Comparação entre valores calculados e medidos de índices espectrais.

Experimento	Índice Espectral	(C-E)/E (%)	Incerteza Experimental (%)
NORA	$^{28}\rho$	+3,0	$\pm 1,0$
	$^{25}\delta$	+25,0	$\pm 0,7$
BAY	$^{28}\rho$	+5,0	$\pm 0,4$
	$^{25}\delta$	-9,0	$\pm 6,6$
CRX	$^{28}\rho$	+15,0	-
TRX-1*	$^{28}\rho$	+3,2	$\pm 1,6$
	$^{25}\delta$	-0,5	$\pm 1,0$
TRX-2*	$^{28}\rho$	+1,9	$\pm 1,9$
	$^{25}\delta$	-1,6	$\pm 1,3$
BAPL-1*	$^{28}\rho$	-0,6	$\pm 0,7$
	$^{25}\delta$	-1,5	$\pm 2,4$
BAPL-2*	$^{28}\rho$	+2,8	$\pm 0,9$
	$^{25}\delta$	-0,7	$\pm 1,5$
BAPL-3*	$^{28}\rho$	-0,03	$\pm 1,1$
	$^{25}\delta$	-0,2	$\pm 1,9$
Mistral-1 (UO ₂)**	C^{U238}/F^{tot}	+2,2	$\pm 2,0$
Mistral-2 (UO ₂ -PuO ₂)**	C^{U238}/F^{tot}	+2,3	$\pm 1,5$
Erasme-S (UO ₂ -PuO ₂)**	$\sigma_c^{U238} / \sigma_f^{U235}$	+1,6	$\pm 2,3$
Erasme-R (UO ₂ -PuO ₂)**	$\sigma_c^{U238} / \sigma_f^{U235}$	-0,2	$\pm 2,1$

(*) Bibliotecas ENDF/B-VI

(**) Biblioteca JEFF2.2

2 FUNDAMENTOS TEÓRICOS

Num reator nuclear térmico a evolução da população de nêutrons pode ser descrito pelo fator de multiplicação^{/83/} (k_{eff}) do sistema, usando a fórmula de 6 fatores, que é dada pela expressão:

$$k_{\text{eff}} = \eta \cdot \epsilon \cdot p \cdot f \cdot L_f \cdot L_t, \quad (2.1)$$

onde: η é o número médio de nêutrons por fissão, ϵ é o fator de fissão rápida, p a probabilidade de escape das ressonâncias, f é a fração de nêutrons térmicos absorvidos pelo combustível físsil, L_f e L_t são as probabilidades de não fuga de nêutrons rápidos e térmicos, respectivamente. Os parâmetros que compõem a expressão acima são facilmente calculados, porém são difíceis de serem medidos diretamente^{/47,48,84/}. Ao contrário, certos parâmetros diferenciais podem ser bem definidos e medidos experimentalmente, tornando possível aferir de forma satisfatória a metodologia de cálculo na região combustível do núcleo do reator.

Esses parâmetros diferenciais, na verdade, são razões de taxas de reações. Utilizando-se a técnica de varredura gama da vareta combustível obtém-se os índices espectrais através da medida dos fotopicos do ^{239}Np (277,6 keV) e do ^{143}Ce (293,3 keV), após a irradiação de uma vareta combustível experimental idêntica à vareta combustível do núcleo do reator. O método proposto consiste em determinar dois pontos simétricos de densidade de potência, na região da vareta combustível onde o fluxo de nêutrons está livre de perturbações, na posição central do reator e a seguir, irradia-se a vareta combustível revestindo-se um dos pontos com uma luva externa de cádmio. A espessura e o comprimento da luva de cádmio são escolhidos de forma que a perturbação no ponto oposto seja mínima. Com este procedimento elimina-se a necessidade de manter o nível de potência do reator, pois os pontos de interesse são irradiados juntos.

A espectrometria gama da vareta combustível é realizada por meio de um detector semiconductor de germânio hiper-puro (HPGe). Basicamente, o sistema de contagem é composto de um detector HPGe e eletrônica associada (amplificador, fonte de alta tensão, multicanal e microcomputador). O sistema de aquisição montado nos laboratórios do reator IPEN/MB-01 possui abertura de colimador de 1 cm. Os dados experimentais são adquiridos primeiramente na posição perturbada e posteriormente na posição nua.

As taxas de captura no ^{238}U e de fissões no ^{235}U podem ser expressas em função das contagens integrais no final da irradiação do ^{239}Np e ^{143}Ce respectivamente^{/68/}. Considerando-se essas taxas de reação para a posição nua e coberta com cádmio obtêm-se imediatamente as razões de cádmio^{/20/} e conseqüentemente o $^{28}\rho^*$ e o $^{25}\delta^*$. As grandezas básicas que fazem parte do $^{28}\rho^*$ e do $^{25}\delta^*$ são: o fator de eficiência de contagem gama da vareta combustível (f_γ), as contagens integrais do ^{239}Np e ^{143}Ce (C_{Np} e C_{Ce}), a fração de fissão do ^{235}U (F_{25}) e o rendimento efetivo do ^{143}Ce (Y_{Ce}), sendo que a notação* refere-se ao corte térmico do cádmio.

A contagem integral dos fotopicos do ^{239}Np e do ^{143}Ce durante o período de decaimento seguem uma lei exponencial. As seguintes relações são utilizadas para obter a taxa de reação relativa em função das taxas de contagem dos raios gama medidos^{/68/}. Para a taxa de captura tem-se:

$$C_8 = \frac{\lambda_{U9} - \lambda_{\text{Np}}}{\lambda_{U9}} \frac{\lambda_{\text{Np}} N_{\text{Np}}}{g_{\text{Np}} \eta_{\text{Np}} [1 - \exp(-\lambda_{\text{Np}} t_I)] \exp(-\lambda_{\text{Np}} t_E) [1 - \exp(-\lambda_{\text{Np}} t_C)]}, \quad (2.2)$$

e para a taxa de fissão tem-se:

$$F = \frac{\lambda_{\text{Ce}} N_{\text{Ce}}}{Y_{\text{Ce}} g_{\text{Ce}} \eta_{\text{Ce}} [1 - \exp(-\lambda_{\text{Ce}} t_I)] \exp(-\lambda_{\text{Ce}} t_E) [1 - \exp(-\lambda_{\text{Ce}} t_C)]}, \quad (2.3)$$

onde: λ_i é a constante de decaimento do nuclídeo i ($\text{Np} = ^{239}\text{Np}$, $\text{U9} = ^{239}\text{U}$ e $\text{Ce} = ^{143}\text{Ce}$), N_i é a contagem do fotopico para o nuclídeo i no final da irradiação, g_i é a probabilidade de

emissão de raio gama do nuclídeo i, η_i é a eficiência para detecção do raio gama do nuclídeo i, t_i , t_E , t_C são os tempos de irradiação, espera e contagem respectivamente e $\bar{Y}_{Ce}$ é o rendimento de fissão efetivo do ^{143}Ce , definido por:

$$\bar{Y}_{Ce} = \frac{Y_{Ce}^{25} (\sum_f \Phi)_{25} + Y_{Ce}^{28} (\sum_f \Phi)_{28}}{(\sum_f \Phi)_{25} + (\sum_f \Phi)_{28}}, \quad (2.4)$$

onde: Y_{Ce}^i é o rendimento de fissão do ^{143}Ce para o radioisótopo i ($25=^{235}\text{U}$ e $28=^{238}\text{U}$) e $(\sum_f \Phi)_i$ é a taxa de fissão do radioisótopo i.

A contagem do fotopico medida no experimento é proporcional a $Y^{25} \sum_f^{25} \Phi + Y^{28} \sum_f^{28} \Phi$. Desse modo, quando se divide essa grandeza por $\bar{Y}_{Ce}$, obtém-se a taxa de fissão total conforme expressa pela equação:

$$(\sum_f^{25} + \sum_f^{28})\Phi = \frac{(Y^{25} \sum_f^{25} \Phi + Y^{28} \sum_f^{28} \Phi)}{\bar{Y}_{Ce}}. \quad (2.5)$$

Assim a taxa de fissão no ^{235}U é dada por $F_{25} (\sum_f^{25} + \sum_f^{28})\Phi$, onde F_{25} é a fração de fissão no ^{235}U . Os índices espectrais $^{28}\rho$ e $^{25}\delta$ são definidos como sendo:

$$IE = \frac{\text{Valor Perturbado}}{\text{Valor NãoPerturbado} - \text{Valor Perturbado}}, \quad (2.6)$$

onde IE representa o índice espectral ($^{28}\rho$ ou $^{25}\delta$), valor perturbado significa medida na posição com luva de cádmio e valor não perturbado significa medida na posição sem luva de cádmio.

Substituindo-se as EQ. 2.2 e 2.3 na EQ. 2.6 vários termos são cancelados e tem-se:

$$IE = \frac{\varepsilon_i \frac{\eta_i}{\eta_i^*} N_i^p}{N_i - \varepsilon_i \frac{\eta_i}{\eta_i^p} N_i^p}, \quad (2.7)$$

onde, η_i é a eficiência para detecção gama do nuclídeo i , N_i é a contagem do fotopico para o nuclídeo i , onde a letra p representa a condição de perturbado, e $\varepsilon_i = 1,0$ para o ^{28}p e

$$\varepsilon_i = \frac{F_{25}^p Y_{\text{Ce}}^-}{F_{25} Y_{\text{Ce}}^p} \text{ para o } ^{25}\delta. \quad (2.8)$$

Define-se a razão de cádmio (R_{Cd}) como sendo a razão entre as contagens na posição sem luva de cádmio pela contagem na posição com luva de cádmio, sendo assim a EQ. 2.6 pode ser reescrita como:

$$IE = \frac{1}{R_{\text{Cd}} - 1}. \quad (2.9)$$

O índice espectral ^{28}p é medido através da contagem do fotopico do ^{239}Np , nas condições: perturbado e não perturbado, entretanto o índice espectral $^{25}\delta$ depende tanto das contagens dos fotopicos do ^{143}Ce como também da razão entre as fissões do ^{235}U e do ^{238}U . Esta razão será determinada através do cálculo com o programa MCNP-5.

A eficiência de contagem gama associada às diferenças entre perfis radiais de taxa de reação, existentes nas duas regiões de intercomparação, são responsáveis pela apresentação de diferentes valores de eficiência de detecção gama, o que impõe a inclusão de um termo de correção para a correta avaliação dos índices espectrais, particularmente do ^{28}p . Com o objetivo de entender melhor este fenômeno, inicialmente, este aspecto foi analisado teoricamente com o MCNP-4C. O fator de correção, para a diferença de eficiência geométrica de detecção do fotopico ^{239}Np (277,6 keV), foi calculado através do perfil radial de taxa de captura radiativa de nêutrons pelo ^{238}U no elemento combustível nas cotas correspondentes com cádmio (35,0 cm) e sem cádmio (10,0 cm). Na FIG. 2.1

apresenta-se a representação esquemática considerada na simulação da eficiência de detecção. À esquerda está representada a região da vareta combustível considerada no cálculo e à direita o detector.

O perfil de taxa de captura normalizada obtido pelo cálculo deste parâmetro em dez posições radiais diferentes, caracterizada pela divisão da região normalmente amostrada (um cilindro com diâmetro da pastilha combustível e com 1 cm de altura) em dez regiões concêntricas (1 disco e 9 anéis) de mesmo volume é apresentado na FIG. 2.2.

A) Vista superior

B) Vista lateral

FIGURA 2.1 - Representação esquemática da geometria modelada no MCNP-4C.

FIGURA 2.2 - Perfil radial de taxa de captura radiativa normalizada do ^{239}Np .

A seguir, utilizou-se destes diferentes perfis radiais de intensidade de captura radiativa para caracterizar as fontes das simulações nos casos em que uma fonte de fótons monocromáticos (277,6 keV) é amostrada numa pastilha combustível de 1 cm de altura, e então, calcula-se para cada simulação, o número de fótons que chegam à superfície do detector posicionado a 10 cm do centro da pastilha. Nestas simulações restringiu-se a descrição do sistema vareta-detector à região compreendida entre os 2 planos paralelos, distantes 1 cm, que delimitam a pastilha-fonte.

Verificou-se, nestes cálculos, que existe uma diferença de 3% entre as eficiências calculadas, nas regiões sem luva de cádmio e com luva de cádmio. A fonte descrita por um perfil radial correspondente à região sem luva de cádmio apresenta uma eficiência geométrica de detecção do fotopico do ^{239}Np cujo valor equivale a 97% do valor obtido por uma fonte descrita por um perfil radial correspondente à região com luva de Cd.

A análise acima mostrou que é importante considerar o efeito de eficiência de contagem gama, entretanto, não será utilizado o valor determinado pelo cálculo, visto que, neste trabalho, um dos objetivos é propor uma técnica para medir o fator de eficiência de contagem gama. A técnica proposta é inédita e consiste em irradiar-se fatias da pastilha de UO_2 com diferentes espessuras, nas duas posições simétricas, sendo que uma delas deve ser coberta com uma luva de cádmio, e a seguir mede-se a variação da razão de cádmio do fotopico do ^{239}Np em função da espessura de UO_2 . Os fatores de correção que permanecem são a relação da eficiência de contagem na posição perturbada, o rendimento de fissão efetivo do ^{143}Ce e a fração de fissão do ^{235}U . Estes fatores de correção são determinados via cálculo, por exemplo, com o código MCNP como apresentado na referência 18. Além do cádmio podem-se utilizar também outros materiais que absorvam ou prejudiquem a termalização dos nêutrons.

3 MATERIAIS E MÉTODOS EXPERIMENTAIS

As medidas dos índices espectrais $^{28}\rho$ e $^{25}\delta$ e do fator de eficiência de contagem gama foram realizadas no reator IPEN/MB-01, utilizando-se uma vareta combustível experimental desmontável, idêntica à vareta combustível do núcleo do reator. Além disso, foram produzidos discos de UO_2 de diferentes espessuras, fatiados a partir de uma pastilha combustível.

Uma placa de acrílico é utilizada para fixar a luva de cádmio, que é utilizada como filtro de nêutrons térmicos. As luvas de cádmio foram confeccionadas no laboratório a partir de folhas de cádmio adquiridas da Goodfellow com as características fornecidas pelo fabricante de 100mm x 100mm x 0,5mm e pureza de 99,99%. Entretanto, a aferição da espessura da placa, com paquímetro, constatou que a espessura correta é de 0,55 mm.

Após as irradiações utilizou-se dois detectores de HPGe, com suas respectivas instrumentações associadas, nas bancadas de varredura de vareta combustível (scanning) e de espectrometria de folhas.

3.1 O reator IPEN/MB-01

O reator IPEN/MB-01 é destinado ao estudo das características neutrônicas de núcleos moderados a água leve, possibilitando a verificação experimental de métodos de cálculo, estruturas celulares e malhas do reator, efetividade de barras de controle e resposta do núcleo a inserções de reatividade. Assim sendo, o reator IPEN/MB-01 foi concebido com flexibilidade necessária para testar diferentes configurações do núcleo. As características do reator são apresentadas no ANEXO A. O experimento foi realizado com a configuração de núcleo de 28x26 varetas sendo, 680 varetas combustíveis e 48 tubos guia para inserção de barras de controle e de segurança. A vareta experimental foi irradiada na posição M14, como ilustrado na FIG. 3.1.

No sistema de espectrometria dos discos de UO_2 (FIG. 3.2), o detector fica imóvel dentro do castelo de chumbo que contém uma prateleira onde, com a utilização de um disco de acrílico posiciona-se a amostra no eixo central do detector, para diferentes distâncias.

FIGURA 3.2 – Sistema para espectrometria gama de folhas.

No sistema de espectrometria de varetas combustíveis (FIG 3.3), o detector HPGe fica imóvel dentro de uma blindagem de chumbo que contém uma pequena abertura, pela qual corre uma régua de acrílico, suporte para a vareta combustível, que é posicionada diante do colimador cuja movimentação é realizada a partir do deslocamento da mesma, controlado por um motor de passo de alta precisão (centésimos de mm). O colimador é composto basicamente de dois discos de 3 cm de espessura apresentando uma abertura de 10 mm.

FIGURA 3.3 – Sistema para espectrometria gama de varetas combustíveis.

3.3 Procedimento experimental

3.3.1 Determinação experimental dos índices espectrais na vareta combustível

A varredura gama da vareta combustível é realizada com uma vareta experimental, igual à vareta combustível do núcleo do reator. Inicialmente determinam-se dois pontos simétricos de densidade de potência na vareta combustível, na região onde o fluxo de nêutrons está livre de perturbações (fluxo assintótico). Para tanto, irradia-se a vareta combustível experimental na potência de 100 W por uma hora e a seguir realiza-se a varredura gama da vareta combustível em toda sua região ativa.

Através da análise do perfil de distribuição axial de densidade de potência, obtida dos fotopicos do ^{239}Np e do ^{143}Ce determinam-se dois pontos simétricos com a mesma densidade de potência, onde serão realizadas as medidas. Após terem sido

definidos os pontos, a medida consiste em irradiar-se a vareta combustível por 1 hora, na potência de 100 W, revestindo-se um dos pontos com uma luva externa de cádmio.

Uma placa de acrílico é utilizada para fixar a luva de cádmio na posição determinada. A placa é posicionada no núcleo do reator entre os canais 13 e 14, de modo que a vareta M14 passe por dentro da luva e o ponto de interesse esteja no centro da luva. Na FIG. 3.4 apresenta-se o sistema de fixação da luva de cádmio e o seu posicionamento em relação à vareta combustível. Nas FIG 3.5 e 3.6 mostram-se, respectivamente, os diferentes tamanhos e espessuras das luvas de cádmio utilizadas.

FIGURA 3.4 - Sistema de fixação da luva de Cádmio.

FIGURA 3.5 - Luvas de Cádmio com 5,0 cm, 7,0 cm e 10,0 cm de comprimento.

FIGURA 3.6 - Luvas de Cádmio com 0,55 mm, 1,10 mm e 2,20 mm de espessura.

Os dados experimentais consideram a contagem integral dos fotopicos do ^{239}Np (277,6 keV e meia vida de 2,355 dias) para a medida do índice espectral $^{28}\rho$ e do ^{143}Ce (293,3 keV e meia vida de 1,377 dias) para a medida do índice espectral $^{25}\delta$.

O ^{239}Np é proveniente do decaimento do ^{239}U (meia vida de 23 min) formado na reação de captura radiativa $^{238}\text{U}(n,\gamma)^{239}\text{U}$. Desse modo, a contagem do ^{239}Np permite obter a taxa de captura radiativa, grandeza que uma vez discriminada em energia epitérmica e térmica, nos fornece a medida do parâmetro $^{28}\rho$.

O ^{143}Ce é um produto de fissão advindo da reação $^{235}\text{U}(n,f)^{143}\text{Ce}$. A escolha do ^{143}Ce deve-se a dois fatores importantes: primeiro, o tempo de espera para o início da contagem é relativamente curto, dada a sua baixa energia e segundo, a sua maior eficiência global de detecção propicia uma maior estatística de contagem para um mesmo tempo de aquisição.

A aquisição dos dados é efetuada de maneira automática, aguardando-se aproximadamente 24 h de decaimento, após o término da irradiação. A espectrometria gama é realizada em duas etapas: inicialmente na posição revestida com cádmio e a seguir na posição nua (sem luva de cádmio). O processo de aquisição em cada posição consiste em 72 medidas com tempo de contagem de 3.600 s.

As curvas de decaimento são traçadas e estes dados são ajustados por uma função exponencial usando-se o código ORIGIN^[85]. Os coeficientes de amplitude da função exponencial para as posições da vareta combustível nua e coberta com cádmio são as contagens integrais dos fotopicos do ^{239}Np e do ^{143}Ce no instante imediatamente após o término da irradiação (N_{Np} e N_{Ce}). Os fatores de correção que permanecem são a relação da eficiência de contagem na posição perturbada, o rendimento de fissão efetivo do ^{143}Ce e a fração de fissão do ^{235}U .

Os índices espectrais $^{28}\rho^*$ e $^{25}\delta^*$ obtidos experimentalmente conforme o método proposto são funções do comprimento das luvas de cádmio bem como da espessura das mesmas. A notação (*) refere-se ao sistema perturbado pela luva de cádmio, nesse caso, o corte térmico é função da espessura e do comprimento da luva de cádmio e não há a transformação para o valor 0,625 eV. Dessa forma, o índice espectral $^{28}\rho$ e $^{25}\delta$ não serão

objetos de determinação desse trabalho. Recomenda-se para efeitos de validação das bibliotecas de dados nucleares a análise teórica do sistema perturbado, simulando-se a luva de cádmio exatamente como utilizada no experimento.

3.3.2 Determinação experimental dos índices espectrais nos discos de pastilhas de UO_2

Na realização deste experimento utiliza-se uma vareta combustível experimental, similar às varetas combustíveis do núcleo, diferenciando das mesmas pela facilidade de desmontagem das pastilhas combustíveis, visto que não são soldadas como as outras. A parte superior é vedada por uma rolha e preso a esta há um pequeno gancho que permite inseri-la facilmente no núcleo do reator. Uma pastilha combustível foi fatiada em discos de diferentes espessuras, de modo que dois discos sejam posicionados nos pontos simétricos de densidade de potência da vareta combustível; ou pelo menos o mais próximo possível destes pontos determinados.

A vareta combustível especial, os discos de pastilha de UO_2 e os seus posicionamentos no interior da vareta combustível são mostrados nas FIG. 3.7 e 3.8. A posição nua foi definida como sendo entre a décima pastilha e a décima primeira, que corresponde a 10,4 cm e a posição perturbada entre a trigésima quarta pastilha e a trigésima quinta, que corresponde a 35,6 cm. As espessuras dos discos variam desde aproximadamente 0,5 mm até cerca de 1,7 mm.

FIGURA 3.7 - Vareta combustível especial.

FIGURA 3.8 - Disco de pastilha de UO_2 e seu posicionamento no interior da vareta combustível.

A irradiação da vareta combustível experimental é realizada nas mesmas condições das medidas descritas no item 3.3.1. Depois de aproximadamente 24 h do término da irradiação desmonta-se a vareta combustível e retiram-se os discos de UO_2 . A espectrometria gama é executada no sistema de espectrometria gama de folhas de ativação, inicialmente com o disco da posição revestida com cádmio e posteriormente com o disco irradiado na posição nua. Os tempos de contagens são análogos aos descritos em 3.3.1. Salienta-se que os discos irradiados nas posições de interesse devem possuir espessuras (ou massas) as mais próximas possíveis.

Também neste experimento, as curvas de decaimento são traçadas e estes dados são ajustados por uma função exponencial usando-se o código ORIGIN e, a análise teórica do experimento efetuada com o programa MCNP-5, considerando uma descrição tridimensional do sistema.

3.4 Análise de incertezas

A análise de incertezas é de fundamental importância em qualquer trabalho experimental, ainda mais quando se pensa em realizar um experimento cujo resultado possa ser considerado um padrão de comparação (benchmark). Para o presente trabalho, essa análise envolve a busca de todas as fontes de incertezas, tanto estatísticas quanto sistemáticas, que possam contribuir para a incerteza total nos parâmetros integrais $^{28}\rho^*$ e $^{25}\delta^*$, os quais são obtidos a partir de um processo de ajuste por mínimos quadrados da função exponencial de decaimento radiativo, dada por $A(t) = A_0 \cdot e^{-\lambda t}$. O processo de mínimos quadrados fornece prontamente a incerteza em cada parâmetro ajustado desde que conheçamos a incerteza experimental em cada ponto da curva.

3.4.1 O método dos mínimos quadrados

A função de decaimento radioativo é não-linear nos parâmetros a serem ajustados de modo que o processo de busca por um mínimo da função Qui-quadrado, χ^2 , não é o mais adequado. Existem vários algoritmos que são utilizados para o caso de

funções não lineares nos parâmetros, sendo o de Levenberg-Marquart^{/86-87/} o mais utilizado por sua eficiência e rapidez, embora dependa fortemente de uma estimativa inicial razoavelmente bom para os parâmetros. O programa ORIGIN, utilizado neste trabalho, emprega este algoritmo para o ajuste do decaimento radiativo, através da opção de ajuste instrumental.

Uma das maiores dificuldades para a utilização do método dos mínimos quadrados, tanto para o caso linear quanto para o não-linear, está na correlação entre os dados experimentais. Não é trivial encontrar o coeficiente de correlação entre os dados e, de fato, a grande maioria dos trabalhos publicados não leva em conta essa correlação. Além disso, todos os softwares que possuímos para ajuste de curvas, tais como Origin, Labview, Mathcad, Excel, Rift e Delay, não dão a possibilidade de incluirmos a correlação.

A incerteza nos parâmetros ajustados, ou seja, a variância é calculada a partir dos elementos da diagonal principal da matriz de covariância dos coeficientes ajustados e do qui-quadrado reduzido do ajuste, dada por: $\sigma_i = \sqrt{M_{ii} \chi^2}$. Para o caso específico da função exponencial utilizada, fixa-se o parâmetro relativo à constante de decaimento (λ), devido ao fato de seus valores serem conhecidos na literatura com boa precisão^{/88/}. Assim a incerteza da função depende somente da variância do coeficiente A_0 .

Definidas as incertezas nos coeficientes A_0 , os parâmetros decorrentes destes coeficientes terão suas incertezas determinadas a partir das regras de propagação de erros com operações matemáticas entre duas grandezas^{/89/}.

3.4.2 A propagação de incertezas

Os parâmetros básicos medidos em experimentos nucleares são as contagens de partículas em um intervalo de tempo; entretanto, estes dados brutos nem sempre interessam. Frequentemente os dados são processados através de operações algébricas, tais como multiplicação e adição, ou outras manipulações funcionais para determinar uma grandeza derivada de maior interesse como, por exemplo, os índices espectrais. Deve-se

então respeitar a maneira com que o erro associado ao parâmetro básico propaga-se através desses cálculos e reflete a incerteza correspondente no parâmetro derivado.

Se as grandezas x , y , e z são contagens diretamente medidas ou variáveis relacionadas, para as quais se conhece os desvios, respectivamente, σ_x , σ_y e σ_z , então o desvio padrão para qualquer quantidade ω , derivada dessas contagens pode ser determinado da equação de propagação de erro seguinte^{/86/}:

$$\sigma_{\omega}^2 = \left(\frac{\partial \omega}{\partial x}\right)^2 \sigma_x^2 + \left(\frac{\partial \omega}{\partial y}\right)^2 \sigma_y^2 + \left(\frac{\partial \omega}{\partial z}\right)^2 \sigma_z^2 + 2\left(\frac{\partial \omega}{\partial x}\right)\left(\frac{\partial \omega}{\partial y}\right)\sigma_{xy}^2 + 2\left(\frac{\partial \omega}{\partial x}\right)\left(\frac{\partial \omega}{\partial z}\right)\sigma_{xz}^2 + 2\left(\frac{\partial \omega}{\partial y}\right)\left(\frac{\partial \omega}{\partial z}\right)\sigma_{yz}^2$$

Os três primeiros termos da equação referem-se às quantidades não correlacionadas, enquanto os três últimos consideram a correlação entre as variáveis. Se a flutuação nas medidas ou nas quantidades calculadas x , y e z não estão correlacionadas, então, na média, espera encontrar-se igual distribuição de valores positivos e negativos desses termos, e desse modo os termos de correlação tendem a zero no limite de grandes seleções aleatórias de observações. Entretanto, se existe alguma correlação entre as quantidades x , y e z , os termos de covariância devem ser considerados.

Na determinação experimental dos índices espectrais não há correlação entre as contagens das posições nuas e das perturbadas. Desse modo, a determinação das incertezas de parâmetros através da equação de propagação de erros, para algumas operações algébricas simples são apresentados na TAB. 3.1.

TABELA 3.1 – Exemplos de fórmulas de propagação de incertezas não correlacionadas.

$\omega = \omega(x,y)$	Expressões para σ_ω
$\omega = x \pm y$	$\sigma_\omega^2 = \sigma_x^2 + \sigma_y^2$
$\omega = x^m$	$\sigma_\omega = mx^{m-1} * \sigma_x$
$\omega = a * x$	$\sigma_\omega = a * \sigma_x$
$\omega = a * x + b$	$\sigma_\omega = a * \sigma_x$
$\omega = x * y$	$\sigma_\omega^2 = y^2 * \sigma_x^2 + x^2 * \sigma_y^2$
$\omega = \frac{x}{y}$	$\sigma_\omega^2 = \left(\frac{1}{y}\right)^2 * \sigma_x^2 + \left(\frac{x}{y^2}\right)^2 * \sigma_y^2$

3.5 Metodologia de cálculo

A análise teórica do experimento foi efetuada com o programa MCNP-5, de modo que se considera uma descrição tridimensional do sistema, simulando a luva de cádmio. As taxas de fissão no ^{235}U e de captura no ^{238}U são calculadas na região de comprimento de 1 cm, exatamente onde o sistema de contagem efetua a aquisição dos dados experimentais. No ANEXO E apresenta-se a modelagem da configuração do núcleo do reator IPEN/MB-01, para a luva de cádmio de 0,55 mm de espessura e 5,0 cm de comprimento, posicionada de modo que esteja centralizada em 35,6 cm, que corresponde à posição de irradiação dos discos de pastilhas de UO_2 .

A principal dificuldade de se obter os valores calculados consiste na convergência para o valor verdadeiro do índice espectral $^{28}\rho^*$ com incerteza em torno de 1%. Inicialmente, quando se dispunha somente da versão MCNP-4C, o número máximo de histórias geradas era de 2×10^9 . Neste caso, para uma incerteza na taxa de captura de 0,56 % para a posição nua e de 0,80 % para a posição revestida com cádmio, corresponde a um desvio de cerca de 1 % na razão de cádmio e de cerca de 3 % na determinação do $^{28}\rho^*$. Este fato inviabiliza a comparação entre o cálculo e o experimento, no nível de incerteza que se deseja para o benchmark.

Com a disponibilização da versão MCNP-5 e com o lançamento do micro computador Core 2 Quad, com sistema operacional de 64 bits, a geração de números aleatórios tornou-se mais rápida e permite a geração de um número muito maior de histórias. Sendo assim, foi elaborada uma análise dos valores das taxas de reação e seus respectivos desvios em função do número de histórias, com a geração de $1,2 \times 10^{10}$ histórias. Neste caso, o tempo de processamento foi de aproximadamente 500 h.

Os resultados obtidos estão apresentados nas TAB. 3.2 e 3.3, para a taxa de captura no ^{239}Np e de fissão no ^{143}Ce , respectivamente. Observa-se, nas duas últimas colunas de cada tabela, que embora a incerteza em torno de 0,5 % para o $^{25}\delta^*$ seja obtida com apenas 2×10^9 histórias geradas, para o $^{28}\rho^*$ mesmo com $1,2 \times 10^{10}$ histórias a incerteza é maior que 1%. Nas FIG 3.9 e 3.10 mostram-se as tendências das incertezas em função do número de histórias para o $^{28}\rho^*$ e o $^{25}\delta^*$, respectivamente.

TABELA 3.2 – Evolução do valor do $^{28}\rho^*$ e incerteza associada em função do número de histórias geradas com o MCNP-5.

Número de histórias	^{239}Np s/cd	σ (%)	^{239}Np c/cd	σ (%)	$^{28}\text{R}_{\text{cd}}$	σ (%)	$^{28}\rho^*$	σ (%)
1,0486E9	4,5193E-4	0,79	3,0537E-4	1,16	1,480	1,40	2,084	4,33
2,0972E9	4,5574E-4	0,56	3,0705E-4	0,80	1,484	0,98	2,065	2,99
3,14578E9	4,5615E-4	0,45	3,0537E-4	0,65	1,494	0,79	2,025	2,39
4,1943E9	4,5658E-4	0,39	3,0601E-4	0,56	1,492	0,68	2,032	2,07
5,2429E9	4,5629E-4	0,35	3,0671E-4	0,51	1,488	0,62	2,050	1,89
6,2914E9	4,5683E-4	0,32	3,0635E-4	0,46	1,491	0,56	2,036	1,70
7,3400E9	4,5703E-4	0,30	3,0595E-4	0,43	1,494	0,52	2,025	1,59
8,3886E9	4,5695E-4	0,28	3,0578E-4	0,40	1,494	0,49	2,023	1,48
9,4372E9	4,5634E-4	0,26	3,0508E-4	0,38	1,496	0,46	2,017	1,39
1,0486E10	4,5676E-4	0,25	3,0486E-4	0,36	1,498	0,44	2,007	1,32
1,1534E10	4,5671E-4	0,24	3,0427E-4	0,34	1,501	0,42	1,996	1,25
1,2000E10	4,5688E-4	0,23	3,0403E-4	0,33	1,503	0,40	1,989	1,20

TABELA 3.3 – Evolução do valor do $^{25}\delta^*$ e incerteza associada em função do número de histórias geradas com o MCNP-5.

Número de histórias	^{143}Ce s/cd	σ (%)	^{143}Ce c/cd	σ (%)	$^{25}\text{R}_{\text{cd}}$	σ (%)	$^{25}\delta^*$	σ (%)
1,0486E9	3,0531E-2	0,39	3,7208E-3	0,53	8,205	0,66	0,1388	0,75
2,0972E9	3,0479E-2	0,27	3,7117E-3	0,37	8,212	0,46	0,1387	0,52
3,14578E9	3,0485E-2	0,22	3,6927E-3	0,30	8,255	0,37	0,1378	0,42
4,1943E9	3,0498E-2	0,19	3,7024E-3	0,26	8,237	0,32	0,1382	0,37
5,2429E9	3,0492E-2	0,17	3,6955E-3	0,24	8,251	0,29	0,1379	0,34
6,2914E9	3,0483E-2	0,16	3,6975E-3	0,22	8,244	0,27	0,1380	0,31
7,3400E9	3,0493E-2	0,15	3,7058E-3	0,20	8,228	0,25	0,1384	0,28
8,3886E9	3,0492E-2	0,14	3,7078E-3	0,19	8,224	0,24	0,1384	0,27
9,4372E9	3,0518E-2	0,13	3,7061E-3	0,18	8,234	0,22	0,1382	0,25
1,0486E10	3,0528E-2	0,12	3,7047E-3	0,17	8,240	0,21	0,1381	0,24
1,1534E10	3,0511E-2	0,12	3,7036E-3	0,16	8,238	0,20	0,1382	0,23
1,2000E10	3,0515E-2	0,11	3,7023E-3	0,16	8,242	0,19	0,1381	0,22

FIGURA 3.9 – Evolução da incerteza do $^{28}\rho^*$ em função do número de histórias geradas.

FIGURA 3.10 – Evolução da incerteza do $^{25}\delta^*$ em função do número de histórias geradas.

De acordo com a função de ajuste da curva para a incerteza no $^{28}\rho^*$ (FIG 3.9), foi feita uma simulação para determinar o número de histórias necessárias para que a incerteza seja menor que 1%. Na TAB. 3.4 apresentam-se os resultados obtidos.

TABELA 3.4 – Simulação da evolução da incerteza associada ao $^{28}\rho^*$ em função do número de histórias geradas com o MCNP-5.

Número de Histórias	σ (%)
1,0E10	1,34
2,0E10	0,93
3,0E10	0,82
4,0E10	0,78
5,0E10	0,78
6,0E10	0,78
7,0E10	0,77
8,0E10	0,77
9,0E10	0,77
1,0E11	0,77
2,0E11	0,77

Dos resultados apresentados (FIG 3.9 e 3.19), observa-se que os valores das incertezas nos parâmetros $^{28}\rho^*$ e $^{25}\delta^*$, obtidas com $1,2 \times 10^{10}$ histórias geradas, estão muito próximos da região da curva onde o valor da incerteza independe do número de histórias geradas, desse modo é necessário um esforço muito grande de processamento para diminuir muito pouco a incerteza no valor do parâmetro. Nas FIG 3.11 e 3.12 apresentam-se as tendências dos valores dos parâmetros $^{28}\rho^*$ e $^{25}\delta^*$, respectivamente.

Observa-se novamente que o $^{25}\delta^*$ está muito bem estabelecido enquanto que o $^{28}\rho^*$ ainda não atingiu o patamar do valor esperado. Sendo assim, das observações acima se conclui que o valor de $^{28}\rho^*$ está próximo do valor verdadeiro e que a incerteza de 1,2 %, com $1,2 \times 10^{10}$ histórias geradas, é aceitável para o valor determinado.

FIGURA 3.11 – Evolução do valor do $^{28}\rho^*$ em função do número de histórias geradas.

FIGURA 3.12 – Evolução do valor do $^{25}\delta^*$ em função do número de histórias geradas.

Baseado neste estudo definiu-se que a análise teórica dos experimentos fosse realizada com o código MCNP-5 com 12×10^9 histórias cujo tempo de processamento é de cerca de 500 horas. As bibliotecas utilizadas nos cálculos foram a ENDF/B-VI.8, ENDF/B-VII.0, JENDL3.3 e JEFF3.1.

4 RESULTADOS OBTIDOS

4.1 Definição das posições de irradiação

Inicialmente irradiou-se a vareta combustível experimental na posição central do núcleo do reator IPEN/MB-01 (posição M14 da FIG.3.1), durante uma hora na potência de 100 W. Após a espera de decaimento por aproximadamente de 24 horas, efetuou-se a varredura gama da vareta combustível. O perfil de distribuição axial de taxa de fissão é mostrado na FIG. 4.1. Observa-se que o perfil de distribuição axial da taxa de captura é o semelhante ao da taxa de fissão (FIG. 4.2). A partir desta distribuição, definiram-se as posições simétricas em 10,0 cm e 35,0 cm. Convencionou-se que a luva de cádmio será posicionada de modo que o seu centro esteja em 35,0 cm e deste modo esta posição será chamada de posição perturbada; a posição em 10 cm será chamada de posição nua. Neste trabalho foram utilizadas luvas de cádmio de comprimento 5,0 cm e espessuras 0,55 mm, 1,10 mm e 2,20 mm e luvas com comprimentos de 7 cm e 10 cm com espessura de 0,55 mm.

FIGURA 4.1 - Perfil de distribuição axial de taxa de fissão de referência.

FIGURA 4.2 - Perfil de distribuição axial de taxa de captura de referência.

As varreduras gama das varetas irradiadas com as diferentes luvas de cádmio (FIG. 4.3) mostram que a presença da luva não perturba a distribuição axial de taxa de captura na posição nua. A perturbação é local e limitada às proximidades da luva.

FIGURA 4.3 - Distribuição axial de taxa de captura normalizada com luva de Cádmio.

As contagens integrais dos fotopicos do ^{239}Np e do ^{143}Ce durante o período de decaimento seguem uma lei exponencial, onde a constante de decaimento, definida como:

$\lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}}$, onde $T_{1/2}$ é a meia vida do nuclídeo. Desse modo, para o ^{239}Np o valor de $T_{1/2} =$

$2,355 \text{ d}^{/88/}$ determina $\lambda = 0,01226 \text{ h}^{-1}$ e para o ^{143}Ce o valor de $T_{1/2} = 1,377 \text{ d}^{/88/}$ corresponde a $\lambda = 0,02097 \text{ h}^{-1}$. Através das curvas apresentadas nas FIG. 4.4 e 4.5 comprova-se novamente que as luvas de cádmio centradas na posição 35,0 cm não perturbam as taxas de captura na posição nua, e que na posição perturbada a perturbação é maior quanto maior for a espessura da luva de cádmio.

FIGURA 4.4 - Decaimento do ^{239}Np na posição nua.

FIGURA 4.5 - Decaimento do ^{239}Np na posição perturbada.

Os resultados aqui apresentados mostram que a metodologia proposta para a medida dos índices espectrais é viável de ser executada.

4.2 Determinação experimental dos índices espectrais nos discos de pastilha de UO_2

A eficiência de contagem gama associada às diferenças entre os perfis radiais de taxa de reação, existentes nas duas regiões de intercomparação (com e sem cádmio) são responsáveis pela apresentação de diferentes valores de eficiência de detecção gama, o que impõe a inclusão de um termo de correção para a correta avaliação dos índices espectrais, principalmente do $^{28}\rho^*$. Buscando apresentar um fator de correção para a diferença de eficiência geométrica de detecção do fotopico do ^{239}Np (277,6 keV), utilizou-se a metodologia para a medida do fator de eficiência de contagem gama na vareta combustível, apresentada na seção 3.3.2.

Inicialmente foram selecionados pares de discos de pastilha de UO_2 , de modo que as massas e conseqüentemente as espessuras, fossem as mais próximas possíveis (TAB. 4.1). Os posicionamentos destes discos, entre as pastilhas de combustível no interior da vareta, foram definidos os mais próximos possíveis das posições simétricas de mesma taxa de reação, determinadas anteriormente. Desse modo o primeiro disco de pastilha foi posicionado entre a 10^a e 11^a pastilha e corresponde à altura ativa de 10,4 cm e o segundo disco entre a 34^a e a 35^a pastilha e corresponde à altura ativa de 35,6 cm.

A espectrometria gama dos discos de pastilha de UO_2 forneceu os resultados de taxa de reação de captura e de taxa de reação de fissão que serão apresentados nas seções 4.2.1 e 4.2.2, respectivamente.

TABELA 4.1 - Características dos discos de pastilhas de UO_2 .

Par	Disco	Massa(g)	Espessura(mm)
1	1	0,3443 ± 0,0002	0,5962 ± 0,0003
	2	0,3446 ± 0,0002	0,5962 ± 0,0003
2	3	0,3994 ± 0,0002	0,6915 ± 0,0003
	4	0,3995 ± 0,0002	0,6918 ± 0,0003
3	5	0,4111 ± 0,0002	0,7118 ± 0,0003
	6	0,4112 ± 0,0002	0,7121 ± 0,0003
4	7	0,4208 ± 0,0002	0,7286 ± 0,0003
	8	0,4208 ± 0,0002	0,7287 ± 0,0003
5	9	0,4936 ± 0,0002	0,8547 ± 0,0003
	10	0,4937 ± 0,0002	0,8549 ± 0,0003
6	11	0,5266 ± 0,0002	0,9118 ± 0,0003
	12	0,5267 ± 0,0002	0,9120 ± 0,0003
7	13	0,5560 ± 0,0002	0,9627 ± 0,0003
	14	0,5560 ± 0,0002	0,9627 ± 0,0003
8	15	0,5645 ± 0,0002	0,9776 ± 0,0003
	16	0,5648 ± 0,0002	0,9780 ± 0,0003
9	17	0,6323 ± 0,0002	1,0949 ± 0,0003
	18	0,6325 ± 0,0002	1,0952 ± 0,0003

TABELA 4.1 (cont.) - Características dos discos de pastilhas de UO₂.

Par	Disco	Massa(g)	Espessura(mm)*
10	19	0,6965 ± 0,0002	1,2061 ± 0,0003
	20	0,6966 ± 0,0002	1,2063 ± 0,0003
11	21	0,7848 ± 0,0002	1,3590 ± 0,0003
	22	0,7849 ± 0,0002	1,3591 ± 0,0003
12	23	0,8443 ± 0,0002	1,4620 ± 0,0003
	24	0,8444 ± 0,0002	1,4621 ± 0,0003
13	25	0,8542 ± 0,0002	1,4792 ± 0,0003
	26	0,8543 ± 0,0002	1,4793 ± 0,0003
14	27	0,9283 ± 0,0002	1,6074 ± 0,0003
	28	0,9285 ± 0,0002	1,6077 ± 0,0003
15	29	0,9902 ± 0,0002	1,7147 ± 0,0003
	30	0,9905 ± 0,0002	1,7152 ± 0,0003
16	31	0,3395 ± 0,0002	0,5879 ± 0,0003
	32	0,3395 ± 0,0002	0,5879 ± 0,0003

(*) aferido através da massa e geometria da pastilha

4.2.1. Determinação experimental do $^{28}\rho^*$ nos discos de pastilha de UO₂

Inicialmente as medidas foram realizadas com a luva de cádmio de 0,55 mm de espessura e comprimento de 5,0 cm. Os pares de discos de pastilhas de UO₂ foram selecionados de modo que fossem contempladas diversas espessuras, desde a mais fina até a mais espessa. A espectrometria gama dos discos de UO₂ foi realizada através da contagem do fotopico do ^{239}Np por aproximadamente 72 h. A análise do período de decaimento foi efetuada com o software ORIGIN 6.0, sendo que, o ajuste exponencial da curva considerou fixa a constante de decaimento do ^{239}Np em $0,01226 \text{ (h}^{-1}\text{)}^{88/}$. As FIG. 4.6 e 4.7 ilustram respectivamente as curvas de decaimento do ^{239}Np das posições nua e perturbada, onde o coeficiente do ajuste corresponde à contagem do fotopico do ^{239}Np no instante do desligamento do reator. A TAB. 4.2 apresenta os resultados obtidos dos índices espectrais $^{28}\rho^*$ em função da espessura dos discos de pastilha de UO₂.

FIGURA 4.6 – Decaimento do ^{239}Np na posição nua.

FIGURA 4.7 – Decaimento do ^{239}Np na posição perturbada.

TABELA 4.2 – Contagens do ^{239}Np nos discos de pastilha e índices espectrais aferidos
(luva_Cd = 0,55 mm x 5,0 cm).

E (mm)	^{239}Np		$^{28}\text{R}_{\text{Cd}}$	$^{28}\rho^*$
	Nua	c/Luva	σ (%)	σ (%)
1,715	5,2475E5	3,4815E5	1,507	1,971
	(664) ^a	(224) ^a	(0,1)	(0,4)
1,479	4,7470E5	3,1563E5	1,504	1,984
	(551)	(188)	(0,1)	(0,4)
1,359	4,5115E5	2,9975E5	1,505	1,980
	(534)	(199)	(0,1)	(0,4)
1,095	3,8660E5	2,5697E5	1,504	1,982
	(401)	(158)	(0,1)	(0,4)
0,978	3,5152E5	2,3184E5	1,516	1,937
	(362)	(263)	(0,2)	(0,4)
0,963	3,5049E5	2,3347E5	1,501	1,995
	(394)	(124)	(0,1)	(0,4)
0,912	3,2882E5	2,2011E5	1,494	2,025
	(332)	(218)	(0,1)	(0,4)
0,855	3,1786E5	2,1371E5	1,487	2,052
	(457)	(123)	(0,2)	(0,5)
0,712	2,7315E5	1,8227E5	1,499	2,006
	(227)	(121)	(0,1)	(0,3)
0,692	2,6620E5	1,7753E5	1,499	2,002
	(216)	(176)	(0,1)	(0,4)
0,596	2,3845E5	1,5832E5	1,506	1,976
	(244)	(103)	(0,1)	(0,4)
Média			1,502	1,992
			(0,04)	(0,1)

(a) Incerteza no número de contagens.

Posição dos bancos de controle: 32,487 cm retirados

A FIG. 4.8 apresenta a variação da razão de cádmio em função da espessura do disco de pastilha de UO_2 .

FIGURA 4.8 – Variação da razão de cádmio com a espessura do disco de UO_2 .

Observa-se dos resultados acima apresentados, que o comportamento da razão de cádmio em função da espessura dos discos de UO_2 não segue nenhuma lei de distribuição conhecida. Sendo assim, definiu-se a razão de cádmio para a espessura da luva de 0,55 mm de espessura como sendo a média das razões de cádmio obtidas nas 11 irradiações realizadas. Utilizou-se o mesmo procedimento de aquisição e análise de dados para as luvas de cádmio com 5,0 cm de comprimento e com espessuras de 1,10 mm e de 2,20 mm. Os resultados obtidos estão apresentados, respectivamente, nas TAB. 4.3, 4.4.

TABELA 4.3 – Contagens do ^{239}Np nos discos de pastilha e índices espectrais aferidos (luva_Cd = 1,10 mm x 5,0 cm).

E	^{239}Np		$^{28}\text{R}_{\text{Cd}}$	$^{28}\rho^*$
(mm)	Nua	c/Luva	σ (%)	σ (%)
0,692	2,6362E5 (209)	1,7118E5 (185)	1,540 (0,1)	1,852 (0,4)
0,729	2,7149E5 (162)	1,7735E5 (162)	1,531 (0,1)	1,884 (0,4)
0,855	3,1401E5 (278)	2,0337E5 (273)	1,544 (0,2)	1,838 (0,4)
0,912	3,3434E5 (269)	2,1334E5 (272)	1,567 (0,2)	1,763 (0,4)
Média			1,546 (0,1)	1,833 (0,2)

Posição dos bancos de controle: 33,036 cm retirados

TABELA 4.4 – Contagens do ^{239}Np nos discos de pastilha e índices espectrais aferidos (luva_Cd = 2,20 mm x 5,0 cm).

E	^{239}Np		$^{28}\text{R}_{\text{Cd}}$	$^{28}\rho^*$
(mm)	Nua	c/Luva	σ (%)	σ (%)
0,963	3,4014E5 (271)	2,1079E5 (149)	1,614 (0,1)	1,629 (0,3)
1,206	3,8252E5 (313)	2,3820E5 (188)	1,606 (0,1)	1,650 (0,3)
0,692	1,9288E5 (208)	1,1962E5 (130)	1,612 (0,2)	1,633 (0,4)
1,095	3,6922E5 (332)	2,2920E5 (220)	1,611 (0,1)	1,637 (0,4)
0,712	2,7030E5 (220)	1,6819E5 (196)	1,607 (0,1)	1,647 (0,4)
0,855	3,1232E5 (264)	1,9476E5 (242)	1,604 (0,2)	1,657 (0,4)
Média			1,609 (0,05)	1,642 (0,1)

Posição dos bancos de controle: 32,734 cm retirados

4.2.2. Determinação experimental do $^{25}\delta^*$ nos discos de pastilha de UO_2

Durante a realização do experimento não é possível distinguir o ^{143}Ce produzido pelas fissões no ^{235}U do produzido no ^{238}U , sendo assim o que se mede é a emissão gama total do ^{143}Ce . Neste tópico serão apresentados somente os valores de taxa de fissão no urânio, e aferido o que será denominado de índice espectral δ^* ; posteriormente, quando se determinar a contribuição da fissão no ^{238}U na composição do rendimento efetivo de produção de ^{143}Ce (Y_{eff}) é que será aferido o valor do índice espectral $^{25}\delta^*$. Os fatores de correção serão determinados com o código MCNP-5.

A medida do índice espectral δ foi obtida de maneira análoga ao do $^{28}\rho^*$ apresentado em (4.2.1), diferenciando apenas que a espectrometria gama dos discos de pastilhas de UO_2 foi realizada através da contagem do fotopico do ^{143}Ce , com tempo de aquisição de aproximadamente 72 h.

A análise do período de decaimento foi efetuada com o software ORIGIN 6.0, sendo que, o ajuste exponencial da curva considerou fixa a constante de decaimento do ^{143}Ce em $0,02097 \text{ h}^{-1/88/}$. Nas FIG. 4.9 e 4.10 ilustram-se, respectivamente, as curvas de decaimento do ^{143}Ce para as posições nua e perturbada, onde o coeficiente do ajuste corresponde à contagem do fotopico do ^{143}Ce no instante do desligamento do reator. Nas TAB. 4.5, 4.6, e 4.7 são apresentados os resultados obtidos dos índices espectrais δ^* em função da espessura dos discos de pastilha de UO_2 , respectivamente, para as luvas de cádmio com espessura de 0,55 mm, 1,10 mm e 2,20 mm.

FIGURA 4.9 – Decaimento do ^{143}Ce na posição nua.

FIGURA 4.10 – Decaimento do ^{143}Ce na posição perturbada.

TABELA 4.5 – Contagens do ^{143}Ce nos discos de pastilha e índices espectrais aferidos
(luva_Cd = 0,55 mm x 5,0 cm).

E (mm)	^{143}Ce		R_{Cd}	δ^*
	Nua	c/Luva	σ (%)	σ (%)
1,715	4,8519E5 (2884)	6,7324E4 (239)	7,207 (0,7)	0,1611 (0,8)
1,479	4,4284E5 (1702)	6,0210E4 (274)	7,355 (0,6)	0,1574 (0,7)
1,359	4,1757E5 (1714)	5,6828E4 (236)	7,348 (0,6)	0,1575 (0,7)
1,095	3,5428E5 (1466)	4,8781E4 (209)	7,263 (0,6)	0,1597 (0,7)
0,978	3,1729E5 (551)	4,3215E4 (105)	7,342 (0,3)	0,1577 (0,4)
0,963	3,1853E5 (1288)	4,4139E4 (172)	7,216 (0,6)	0,1609 (0,7)
0,912	2,9927E5 (609)	4,0998E4 (94)	7,300 (0,3)	0,1587 (0,4)
0,855	2,8893E5 (1280)	3,9732E4 (158)	7,272 (0,6)	0,1594 (0,7)
0,712	2,4629E5 (517)	3,3809E4 (85)	7,285 (0,3)	0,1591 (0,4)
0,692	2,3853E5 (410)	3,2689E4 (100)	7,297 (0,4)	0,1588 (0,4)
0,596	2,1315E5 (678)	2,9273E4 (80)	7,281 (0,4)	0,1592 (0,5)
Média			7,288 (0,2)	0,1590 (0,2)

(δ^*): taxa de fissão no urânio ($^{238}\text{U} + ^{235}\text{U}$)

TABELA 4.6 – Contagens do ^{143}Ce nos discos de pastilha e índices espectrais aferidos
(luva_Cd = 1,10 mm x 5,0 cm).

E (mm)	^{143}Ce		R_{Cd}	δ^*
	Nua	c/Luva	σ (%)	σ (%)
0,692	2,3498E5	3,0084E4	7,811	0,1468
	(386)	(96)	(0,4)	(0,4)
0,729	2,4335E5	3,1033E4	7,841	0,1462
	(412)	(99)	(0,4)	(0,4)
0,855	2,8302E5	3,6135E4	7,832	0,1464
	(465)	(96)	(0,3)	(0,4)
0,912	3,0188E5	3,7964E4	7,952	0,1438
	(458)	(132)	(0,4)	(0,4)
Média			7,859	0,1458
			(0,2)	(0,2)

TABELA 4.7 – Contagens do ^{143}Ce nos discos de pastilha e índices espectrais aferidos
(luva_Ce = 2,20 mm x 5,0 cm).

E (mm)	^{143}Ce		R_{Cd}	δ^*
	Nua	c/Luva	σ (%)	σ (%)
0,963	3,0802E5	3,6967E4	8,332	0,1366
	(611)	(85)	(0,3)	(0,4)
1,206	3,4947E5	4,2172E4	8,287	0,1372
	(645)	(102)	(0,3)	(0,4)
0,692	1,7225E5	2,0744E4	8,304	0,1369
	(321)	(77)	(0,4)	(0,5)
1,095	3,3589E5	4,0237E4	8,348	0,1361
	(570)	(108)	(0,3)	(0,4)
0,712	2,4162E5	2,9066E4	8,313	0,1367
	(378)	(104)	(0,4)	(0,4)
0,855	2,8132E5	3,3682E4	8,352	0,1360
	(462)	(105)	(0,4)	(0,4)
Média			8,322	0,1366
			(0,1)	(0,2)

4.3 Determinação experimental dos índices espectrais na vareta combustível nas posições dos discos de pastilhas de UO₂

Os índices espectrais $^{28}\rho^*$ e $^{25}\delta^*$ definidos na EQ. 2.6 (capítulo2) foram medidos em uma vareta combustível experimental desmontável, nas posições exatas de irradiação dos discos de pastilhas de UO₂ (posição nua em 10,4 cm e posição perturbada em 35,6 cm) de acordo com o procedimento estabelecido na seção 3.3.1.

4.3.1 Determinação experimental do $^{28}\rho^*$ na vareta combustível nas posições dos discos de pastilhas de UO₂

Estabeleceu-se que as medidas fossem realizadas pelo menos três vezes para cada luva de cádmio nas condições de irradiação; aquisição e análise de dados definidas anteriormente. Nas TAB. 4.8, 4.9 e 4.10 são apresentados os resultados das contagens do ^{239}Np obtidas durante o experimentos e os valores aferidos do $^{28}\rho^*$, para as luvas de cádmio de 5,0 cm de altura e espessuras de 0,55 mm, 1,10 mm e 2,20 mm, respectivamente.

TABELA 4.8 - Contagens do ^{239}Np na vareta combustível e índices espectrais aferidos para a luva de 0,55 mm de espessura (posições 10,4 cm e 35,6 cm).

Irrad.	^{239}Np		$^{28}\text{R}_{\text{Cd}}$	$^{28}\rho^*$
	nº	Nua	c/Luva	σ (%)
1		8,0358E4	5,3554E4	1,500
		(139)	(56)	(0,2)
2		8,1317E4	5,4612E4	1,489
		(111)	(56)	(0,2)
3		8,1341E4	5,5003E4	1,479
		(141)	(59)	(0,2)
4		8,1315E4	5,5250E4	1,472
		(140)	(50)	(0,2)
		Média		1,485
				(0,1)
				2,062
				(0,3)

TABELA 4.9 - Contagens do ^{239}Np na vareta combustível e índices espectrais aferidos para a luva de cádmio de 1,10 mm de espessura (posições 10,4 cm e 35,6 cm).

Irrad.	^{239}Np		$^{28}\text{R}_{\text{Cd}}$	$^{28}\rho^*$
	n ^o	Nua	c/Luva	σ (%)
1		7,0001E4	4,5230E4	1,548
		(109)	(47)	(0,2)
2		7,3411E4	4,8387E4	1,517
		(126)	(54)	(0,2)
3		7,9131E4	5,1441E4	1,538
		(142)	(55)	(0,2)
4		7,0641E4	4,5498E4	1,553
		(116)	(52)	(0,2)
		Média		1,539
				(0,1)
				1,855
				(0,3)

TABELA 4.10 - Contagens do ^{239}Np na vareta combustível e índices espectrais aferidos para a luva de 2,20 mm de espessura (posições 10,4 cm e 35,6 cm).

Irrad.	^{239}Np		$^{28}\text{R}_{\text{Cd}}$	$^{28}\rho^*$
	n ^o	Nua	c/Luva	σ (%)
1		5,7610E4	3,5823E4	1,608
		(126)	(46)	(0,2)
2		7,5100E4	4,6946E4	1,600
		(157)	(59)	(0,2)
3		7,0973E4	4,4450E4	1,597
		(104)	(48)	(0,2)
		Média		1,602
				(0,1)
				1,662
				(0,4)

4.3.2 Determinação experimental do $^{25}\delta^*$ na vareta combustível nas posições dos discos de pastilhas de UO_2

A medida do índice espectral $^{25}\delta^*$ foi obtida de maneira análoga ao do $^{28}\rho^*$, apresentado na seção 4.3.1, diferenciando apenas que a espectrometria foi realizada através da contagem do fotopico do ^{143}Ce . Salienta-se que a medida refere-se à taxa de fissão no urânio. Nas TAB. 4.11, 4.12 e 4.13 são apresentados os resultados das contagens do ^{143}Ce obtidas durante o experimentos e os valores aferidos do δ^* , para as luvas de cádmio de 5,0 cm de altura e espessuras de 0,55 mm, 1,10 mm e 2,20 mm, respectivamente.

TABELA 4.11 - Contagens do ^{143}Ce na vareta combustível e índices espectrais aferidos para a luva de 0,55 mm de espessura (posições 10,4 cm e 35,6 cm).

Irrad. n°	^{143}Ce		R_{Cd}	δ^*
	Nua	c/Luva	σ (%)	σ (%)
1	6,2956E4	8,5218E3	7,388	0,1565
	(268)	(46)	(0,6)	(0,8)
2	6,2790E4	8,4613E3	7,421	0,1557
	(292)	(49)	(0,7)	(0,9)
3	6,2960E4	8,5422E3	7,370	0,1570
	(285)	(50)	(0,7)	(0,9)
4	6,3426E4	8,5666E3	7,404	0,1562
	(295)	(49)	(0,7)	(0,8)
Média			7,396	0,1563
			(0,35)	(0,4)

TABELA 4.12 - Contagens do ^{143}Ce na vareta combustível e índices espectrais aferidos para a luva de 1,10 mm de espessura (posições 10,4 cm e 35,6 cm).

Irrad.	^{143}Ce		R_{Cd}	δ^*
	n°	Nua	c/Luva	σ (%)
1		6,0881E4	7,5562E3	8,057
		(256)	(40)	(0,7)
2		6,1177E4	7,5526E3	8,100
		(279)	(44)	(0,7)
3		6,2380E4	7,8120E3	7,985
		(252)	(49)	(0,8)
4		6,1218E4	7,6991E3	7,951
		(279)	(41)	(0,7)
		Média		8,023
				0,1424
				(0,4)

TABELA 4.13 - Contagens do ^{143}Ce na vareta combustível e índices espectrais aferidos para a luva de 2,20 mm de espessura (posições 10,4 cm e 35,6 cm).

Irrad.	^{143}Ce		R_{Cd}	δ^*
	n°	Nua	c/Luva	σ (%)
1		4,3915E4	5,3276E3	8,243
		(276)	(52)	(1,2)
2		5,9588E4	7,0185E3	8,490
		(274)	(48)	(0,8)
3		6,1879E4	7,2016E3	8,592
		(229)	(35)	(0,6)
		Média		8,442
				0,1344
				(0,5)

4.4 Determinação do fator de eficiência de contagem gama

A eficiência de contagem gama associada às diferenças entre os perfis radiais de taxa de reação, existentes nas duas regiões de intercomparação (com e sem cádmio) são responsáveis pela apresentação de diferentes valores de eficiência de detecção gama, o que impõe a inclusão de um termo de correção para a correta avaliação dos índices espectrais, principalmente do $^{28}\rho^*$.

O fator de eficiência de contagem gama pode ser determinado através da relação entre as razões de cádmio da vareta combustível e do disco de pastilha de UO_2 . De posse dos valores das razões de cádmio medidas para os discos de pastilha (seção 4.2) e para a vareta combustível (seção 4.3) pode-se aferir os valores dos fatores de eficiência de contagem gama para as diferentes espessuras das luvas de cádmio. Os valores determinados estão apresentados na TAB. 4.14.

TABELA 4.14 - Fator de eficiência de contagem gama para diferentes luvas de cádmio (posições 10,4 cm e 35,6 cm).

E (mm)	^{239}Np			^{143}Ce		
	$^{28}\text{R}_{\text{cd}}$ Vareta	$^{28}\text{R}_{\text{cd}}$ Disco	$^{28}\text{F}_{\text{cor}}$	$^{25}\text{R}_{\text{cd}}$ Vareta	$^{25}\text{R}_{\text{cd}}$ Disco	$^{25}\text{F}_{\text{cor}}$
	σ (%)	σ (%)	σ (%)	σ (%)	σ (%)	σ (%)
0,55	1,485	1,502	0,989	7,396	7,288	1,015
	(0,1)	(0,04)	(0,1)	(0,4)	(0,2)	(0,4)
1,10	1,539	1,546	0,996	8,023	7,859	1,021
	(0,1)	(0,1)	(0,1)	(0,4)	(0,2)	(0,4)
2,20	1,602	1,609	0,996	8,442	8,322	1,014
	(0,1)	(0,05)	(0,1)	(0,5)	(0,1)	(0,5)

4.5 Determinação experimental dos índices espectrais na vareta combustível nas posições simétricas

Os índices espectrais $^{28}\rho^*$ e $^{25}\delta^*$ definidos na EQ. 2.6 (capítulo 2) foram medidos em uma vareta combustível experimental selada, nas posições simétricas determinadas na seção 4.1 (posição nua em 10,0 cm e posição perturbada em 35,0 cm) de

acordo com o procedimento estabelecido na seção 3.3.1. Neste caso, além das luvas de cádmio utilizadas até o momento, também foram utilizadas luvas de cádmio de espessura igual a 0,55 mm e com comprimentos de 7,0 cm e 10,0 cm, respectivamente.

4.5.1 Determinação experimental do $^{28}\rho^*$ na vareta combustível nas posições simétricas

Estabeleceu-se que as medidas fossem realizadas pelo menos três vezes para cada luva de cádmio nas condições de irradiação; aquisição e análise de dados definidas anteriormente. Nas TAB. 4.15, 4.16 e 4.17 são apresentados os resultados das contagens do ^{239}Np obtidas durante o experimentos e os valores aferidos da razão de cádmio ($^{28}\text{R}_{\text{Cd}}$), para as luvas de cádmio de 5,0 cm de altura e espessuras de 0,55 mm, 1,10 mm e 2,20 mm, respectivamente. O valor do índice espectral $^{28}\rho^*$ é determinado através do valor médio da razão de cádmio corrigido pelo fator de eficiência de contagem gama (TAB. 4.14). Na TAB. 18 são apresentados os resultados obtidos mantendo-se a espessura da luva de cádmio igual a 0,55 mm e variando-se o seu comprimento de 5,0 cm a 10,0 cm. Neste caso o fator de eficiência de contagem é igual a 0,989 (0,11 %).

TABELA 4.15 - Contagens do ^{239}Np na vareta combustível e índices espectrais aferidos para a luva de cádmio de 0,55 mm de espessura (posições simétricas).

Irrad. (n ⁰)	^{239}Np s/Cd	^{239}Np c/Cd	$^{28}\text{R}_{\text{Cd}}$ σ (%)
1	7,8609E4 (164)	5,4979E4 (54)	1,430 (0,2)
2	7,9544E4 (121)	5,5977E4 (54)	1,421 (0,2)
3	7,9046E4 (144)	5,5731E4 (64)	1,418 (0,2)
	Média		1,423 (0,1)
Posição dos bancos de controle: 32,421 cm retirados			

Neste caso, para a luva de 0,55 mm de espessura o valor do fator de eficiência de contagem gama é igual a 0,989 (0,11 %). Assim, a razão de cádmio corrigida é igual a 1,439 (0,16 %). Desse modo determina-se $^{28}\rho^* = 2,279$ (0,52 %).

TABELA 4.16 - Contagens do ^{239}Np na vareta combustível e índices espectrais aferidos para a luva de cádmio de 1,10 mm de espessura (posições simétricas).

Irrad. (n ⁰)	^{239}Np s/Cd	^{239}Np c/Cd	$^{28}\text{R}_{\text{Cd}}$ σ (%)
1	7,1850E4 (170)	4,9357E4 (61)	1,456 (0,3)
2	6,9123E4 (112)	4,7088E4 (49)	1,468 (0,2)
3	7,7995E4 (122)	5,3648E4 (52)	1,454 (0,2)
	Média		1,459 (0,1)

Posição dos bancos de controle: 32,542 cm retirados

Neste caso, para a luva de 1,10 mm de espessura o valor do fator de eficiência de contagem gama é igual a 0,996 (0,12 %). Assim, a razão de cádmio corrigida é igual a 1,465 (0,18 %). Desse modo determina-se $^{28}\rho^* = 2,151$ (0,56 %).

TABELA 4.17 - Contagens do ^{239}Np na vareta combustível e índices espectrais aferidos para a luva de cádmio de 2,20 mm de espessura (posições simétricas).

Irrad. (n ⁰)	^{239}Np s/Cd	^{239}Np c/Cd	$^{28}\text{R}_{\text{Cd}}$ σ (%)
1	7,2181E4 (133)	4,7571E4 (55)	1,517 (0,2)
2	8,0284E4 (140)	5,3403E4 (60)	1,503 (0,2)
3	7,8804E4 (126)	5,1591E4 (61)	1,528 (0,2)
	Média		1,516 (0,1)

Posição dos bancos de controle: 32,602 cm retirados

Neste caso, para a luva de 2,20 mm de espessura o valor do fator de eficiência de contagem gama é igual a 0,996 (0,14 %). Assim, a razão de cádmio corrigida é igual a 1,522 (0,18 %). Desse modo determina-se $^{28}\rho^* = 1,915$ (0,54 %).

TABELA 4.18 - Contagens do ^{239}Np na vareta combustível e índices espectrais aferidos para a luva de cádmio de 0,55 mm de espessura (posições simétricas).

H (cm)	^{239}Np s/Cd	^{239}Np c/Cd	$^{28}\text{R}_{\text{Cd}}$ σ (%)	$^{28}\text{R}_{\text{cd}}$ corrigida σ (%)	$^{28}\rho^*$ σ (%)
5,0	7,9066E4 (84)	5,5562E4 (34)	1,423 (0,1)	1,439 (0,2)	2,278 (0,5)
7,0	7,7388E4 (121)	5,4042E4 (54)	1,432 (0,2)	1,448 (0,2)	2,232 (0,7)
10,0	7,8547E4 (144)	5,4924E4 (64)	1,430 (0,2)	1,446 (0,2)	2,243 (0,8)

De acordo com os resultados obtidos observa-se que, do ponto de vista estatístico, o comprimento da luva de cádmio praticamente não altera o valor da medida do $^{28}\rho^*$.

4.5.2 Determinação experimental do $^{25}\delta^*$ na vareta combustível nas posições simétricas

A medida do índice espectral $^{25}\delta^*$ foi obtida de maneira análoga ao do $^{28}\rho^*$, apresentado na seção 4.3.1, diferenciando apenas na espectrometria que foi realizada através da contagem do fotopico do ^{143}Ce . Salienta-se que a medida refere-se à taxa de fissão no urânio. Nas TAB. 4.19, 4.20 e 4.21 são apresentados os resultados das contagens do ^{143}Ce obtidas durante o experimentos e os valores aferidos da razão de cádmio (R_{Cd}), para as luvas de cádmio de 5,0 cm de altura e espessuras de 0,55 mm, 1,10 mm e 2,20 mm, respectivamente. O valor do índice espectral δ^* é determinado através do valor médio da razão de cádmio corrigido pelo fator de eficiência de contagem gama (TAB. 4.14). Na TAB. 22 são apresentados os resultados obtidos mantendo-se a espessura da luva de cádmio igual a 0,55 mm e variando-se o seu comprimento de 5,0 cm a 10,0 cm. Neste caso o fator de eficiência de contagem é igual a 1,015 (0,38 %).

TABELA 4.19 - Contagens do ^{143}Ce na vareta combustível e índices espectrais aferidos para a luva de cádmio de 0,55 mm de espessura (posições simétricas).

Irrad. (N ⁰)	^{143}Ce s/Cd	^{143}Ce c/Cd	R _{Cd} σ (%)
1	6,2944E4 (315)	8,4344E3 (46)	7,463 (0,7)
2	6,1403E4 (336)	8,5491E3 (57)	7,182 (0,9)
3	6,1073E4 (325)	8,4909E3 (45)	7,193 (0,8)
	Média		7,279 (0,4)

Neste caso, para a luva de 0,55 mm de espessura o valor do fator de eficiência de contagem gama é igual a 1,015 (0,38 %). Assim, a razão de cádmio corrigida é igual a 7,171 (0,59 %). Desse modo determina-se $\delta^* = 0,162$ (0,68 %).

TABELA 4.20 - Contagens do ^{143}Ce na vareta combustível e índices espectrais aferidos para a luva de cádmio de 1,10 mm de espessura (posições simétricas).

Irrad. (N ⁰)	^{143}Ce s/Cd	^{143}Ce c/Cd	R _{Cd} σ (%)
1	5,8685E4 (338)	7,8470E3 (43)	7,479 (0,8)
2	5,9432E4 (263)	7,7744E3 (49)	7,645 (0,8)
3	6,1452E4 (269)	8,1567E3 (47)	7,534 (0,7)
	Média		7,553 (0,4)

Neste caso, para a luva de 1,10 mm de espessura o valor do fator de eficiência de contagem gama é igual a 1,021 (0,40 %). Assim, a razão de cádmio corrigida é igual a 7,398 (0,59 %). Desse modo determina-se $\delta^* = 0,156$ (0,68 %).

TABELA 4.21 - Contagens do ^{143}Ce na vareta combustível e índices espectrais aferidos para a luva de cádmio de 2,20 mm de espessura (posições simétricas).

Irrad. (N ⁰)	^{143}Ce s/Cd	^{143}Ce c/Cd	R _{Cd} σ (%)
1	6,0026E4 (419)	7,0542E3 (60)	8,509 (1,1)
2	6,2122E4 (327)	7,6879E3 (47)	8,080 (0,8)
3	6,1501E4 (360)	7,5223E3 (49)	8,176 (0,9)
	Média		8,255 (0,5)

Neste caso, para a luva de 2,20 mm de espessura o valor do fator de eficiência de contagem gama é igual a 1,014 (0,54 %). Assim, a razão de cádmio corrigida é igual a 8,141 (0,76 %). Desse modo determina-se $\delta^* = 0,140$ (0,56 %).

TABELA 4.22 - Contagens do ^{143}Ce na vareta combustível e índices espectrais aferidos para a luva de cádmio de 0,55 mm de espessura (posições simétricas).

H (cm)	^{143}Ce s/Cd	^{143}Ce c/Cd	R _{Cd} σ (%)	R _{cd} corrigida σ (%)	δ σ (%)
5,0	6,1807E4 (188)	8,4915E3 (29)	7,279 (0,5)	7,171 (0,6)	0,1620 (0,7)
7,0	7,7388E4 (370)	8,2916E3 (47)	7,275 (0,7)	7,168 (0,8)	0,1621 (1,0)
10,0	6,1114E4 (351)	8,3383E3 (47)	7,329 (0,8)	7,221 (0,9)	0,1607 (1,0)

De acordo com os resultados obtidos observa-se que do ponto de vista estatístico, o comprimento da luva de cádmio não altera o valor da medida do δ^* .

4.6 Determinação do fator de correção ε para aferir o $^{25}\delta^*$ experimental

O fator de correção ε , definido na EQ. 2.8, é utilizado para aferir o valor do $^{25}\delta^*$ a partir da taxa de fissão total do urânio. A determinação do fator ε depende tanto do

rendimento efetivo de fissão do ^{143}Ce , determinado pela EQ. 2.4 ($\bar{Y}_{\text{Ce}}$), como também da fração de fissão do ^{235}U (F_{25}) que pode ser determinado a partir da EQ. 2.5.

O programa MCNP-5 fornece as taxas de fissão do ^{238}U e do ^{235}U para as posições: nua e perturbada pela luva de cádmio. O valor da taxa de fissão no ^{238}U é utilizado para determinar a contribuição da fissão deste nuclídeo na composição do rendimento efetivo de produção de ^{143}Ce (Y_{eff}).

Os demais valores das constantes nucleares adotadas neste trabalho, para transformar a taxa de fissão total no urânio em taxa de fissão no ^{235}U são^{/90/}: rendimento de fissão epitérmica no ^{235}U para produção de ^{143}Ce , $Y_{\text{Ce}}^{25} = 5,9373\%$; rendimento de fissão térmica no ^{235}U para produção de ^{143}Ce , $Y_{\text{Ce}}^{25*} = 5,68627\%$; rendimento de fissão no ^{238}U para a produção de ^{143}Ce , $Y_{\text{Ce}}^{28} = 4,5585\%$. Na TAB. 4.23 se apresentam os valores das taxas de fissão calculadas e do fator de conversão aferido, para as diferentes espessuras de luva de cádmio.

TABELA 4.23 - Fatores de conversão calculados.

Fator	Condição	Espessura da Luva (mm)		
		0,55	1,10	2,20
Taxa de fissão no ^{238}U	s/Cd	5,7474E-5 (0,10)	5,7154E-5 (0,10)	5,7327E-5 (0,10)
	c/Cd	4,4258E-5 (0,11)	4,4175E-5 (0,12)	4,3514E-5 (0,12)
$\bar{Y}$ (%) ⁽¹⁾	s/Cd	5,883 (0,2)	5,883 (0,2)	5,883 (0,2)
	c/Cd	5,454 (0,3)	5,441 (0,3)	5,427 (0,3)
F_{25} ⁽²⁾	s/Cd	0,961 (0,2)	0,961 (0,2)	0,961 (0,2)
	c/Cd	0,794 (0,2)	0,782 (0,3)	0,770 (0,3)
ϵ ⁽³⁾		0,8914	0,8805	0,8694
σ (%)		(0,5)	(0,5)	(0,5)

(1) definido na EQ. 2.4

(2) definido a partir da EQ. 2.5

(3) definido na EQ. 2.8

4.7 Análise teórica dos experimentos

Nos cálculos dos índices espectrais $^{28}\rho^*$ e $^{25}\delta^*$ utilizou-se o código MCNP-5 e biblioteca de dados nucleares ENDF/B-VII.0, com a lei de espalhamento térmica $S(\alpha,\beta)$ oriunda da versão ENDF/B-III.^[17] A vareta experimental foi modelada de modo que as taxas de captura e de fissão foram determinadas nas janelas de 1 cm, correspondentes às posições centradas perturbada e não perturbada, como descrito na seção 3.5 e exemplificado no ANEXO E. Foram simuladas 12×10^9 histórias em um microcomputador Core 2 Quad, com tempo de processamento de aproximadamente 500 horas.

4.7.1 Cálculo dos parâmetros nas posições de irradiação dos discos de pastilhas de UO_2

As taxas de reação de captura e de fissão foram calculadas nas posições 10,4 cm (nua) e 35,6 cm (perturbada), que correspondem às posições de irradiação dos discos de pastilhas de UO_2 . Nas TAB. 4.24 e 4.25 se apresentam os resultados obtidos com luva de cádmio de 5,0 cm de comprimento, para o $^{28}\rho^*$ e o $^{25}\delta^*$, respectivamente.

TABELA 4.24 - Valores Calculados de $^{28}\rho^*$.

E (mm)	Taxa de captura		$^{28}\text{R}_{\text{Cd}}$ σ (%)	$^{28}\rho^*$ σ (%)
	$^{238}\text{U s/ Cd}$	$^{238}\text{U c/ Cd}$		
	σ (%)	σ (%)		
0,55	4,5688E-4	3,0403E-4	1,503	1,989
	(0,23)	(0,33)	(0,4)	(1,2)
1,10	4,5609E-4	2,9644E-4	1,539	1,857
	(0,24)	(0,34)	(0,4)	(1,2)
2,20	4,5592E-4	2,8516E-4	1,599	1,670
	(0,24)	(0,35)	(0,4)	(1,1)

TABELA 4.25 - Valores Calculados de $^{25}\delta^*$.

E (mm)	Taxa de fissão		$^{25}\text{R}_{\text{Cd}}$ σ (%)	$^{25}\delta^*$ σ (%)
	$^{235}\text{U s/Cd}$	$^{235}\text{U c/ Cd}$		
	σ (%)	σ (%)		
0,55	3,0515E-2	3,7023E-3	8,242	0,1381
	(0,11)	(0,16)	(0,2)	(0,2)
1,10	3,0319E-2	3,4454E-3	8,800	0,1282
	(0,12)	(0,16)	(0,2)	(0,2)
2,20	3,0428E-2	3,1723E-3	9,592	0,1164
	(0,12)	(0,17)	(0,2)	(0,2)

5 COMPARAÇÃO ENTRE OS VALORES CALCULADOS E OS MEDIDOS

A comparação entre os valores calculados e os resultados experimentais pode ser realizada somente após a correção da eficiência de contagem gama pelos fatores medidos, e após a aferição do índice espectral $^{25}\delta^*$ com a utilização dos fatores de conversão calculados e apresentados na TAB. 4.23.

Os resultados dos valores medidos de $^{28}\rho^*$ após a correção da eficiência de contagem gama na vareta combustível estão apresentados na TAB. 5.1, para as posições de irradiação dos discos de pastilhas de UO_2 e posições simétricas.

TABELA 5.1 – Índice espectral $^{28}\rho^*$ corrigido para a vareta combustível.

E (mm)	F_{cor} σ (%)	Posição de irradiação			Posição simétrica		
		$^{28}R_{\text{Cd}}$	$^{28}R_{\text{Cd-corr.}}$	$^{28}\rho^*$	$^{28}R_{\text{Cd}}$	$^{28}R_{\text{Cd-corr.}}$	$^{28}\rho^*$
		σ (%)	σ (%)	σ (%)	σ (%)	σ (%)	σ (%)
0,55	0,989	1,485	1,502	1,992	1,423	1,439	2,279
	(0,1)	(0,1)	(0,04)	(0,1)	(0,1)	(0,2)	(0,5)
1,10	0,996	1,539	1,546	1,833	1,459	1,465	2,151
	(0,1)	(0,1)	(0,1)	(0,2)	(0,1)	(0,2)	(0,6)
2,20	0,996	1,602	1,609	1,642	1,516	1,522	1,915
	(0,1)	(0,1)	(0,05)	(0,1)	(0,1)	(0,2)	(0,5)

Os resultados dos valores aferidos de $^{25}\delta^*$ após a aplicação dos fatores de conversão e de correção da eficiência de contagem gama na vareta combustível estão apresentados na TAB. 5.2, para as posições de irradiação dos discos de pastilhas de UO_2 e posições simétricas.

TABELA 5.2 – Índice espectral $^{25}\delta^*$ corrigido para a vareta combustível.

E (mm)	F_{abs} σ (%)	ε σ (%)	Posição de irradiação			Posição simétrica		
			R_{Cd}	$^{25}R_{\text{Cd}} \text{ corr}$	$^{25}\delta^*$	R_{Cd}	$^{25}R_{\text{Cd}} \text{ corr}$	$^{25}\delta^*$
			σ (%)	σ (%)	σ (%)	σ (%)	σ (%)	σ (%)
0,55	1,015	0,8914	7,396	7,288	0,1394	7,279	7,171	0,1420
	(0,4)	(0,5)	(0,4)	(0,2)	(0,7)	(0,4)	(0,6)	(0,9)
1,10	1,021	0,8805	8,023	7,859	0,1262	7,553	7,398	0,1351
	(0,4)	(0,5)	(0,4)	(0,2)	(0,7)	(0,4)	(0,6)	(0,9)
2,20	1,014	0,8694	8,442	8,322	0,1167	8,255	8,141	0,1196
	(0,5)	(0,5)	(0,5)	(0,1)	(0,7)	(0,5)	(0,8)	(1,0)

O modelo de espalhamento de nêutrons térmicos do hidrogênio ligado à água, implementado na versão ENDF/B-III da biblioteca de dados nucleares, é utilizado ainda hoje. Entretanto, a partir da versão ENDF/B-VI, implantou-se um novo modelo de espalhamento^{91/}. Com o objetivo de verificar qual o modelo de espalhamento que melhor representa o experimento selecionou-se arbitrariamente a condição de posições simétricas com luva de cádmio de 0,55 mm x 5,0 cm para calcular os índices espectrais $^{28}\rho^*$ e $^{25}\delta^*$, com o MCNP-5 com $1,2 \times 10^{10}$ histórias e a biblioteca de dados nucleares ENDF/B-VII.0. Os resultados calculados comparados com os valores obtidos experimentalmente estão apresentados na TAB. 5.3.

TABELA 5.3 – Parâmetros $^{28}\rho^*$, $^{25}\delta^*$ e k_{eff} para os diferentes modelos de espalhamento de nêutrons térmicos do hidrogênio ligado à água.

Parâmetro	Experimental	Modelo de espalhamento do nêutron			
		ENDF/B-III	(C-E)/E (%)	ENDF/B-VI	(C-E)/E (%)
$^{28}\rho^*$	2,279	2,266	-0,57	2,229	-2,19
σ (%)	(0,52)	(1,3)	(1,4)	(1,3)	(1,4)
$^{25}\delta^*$	0,142	0,144	+1,41	0,143	+0,70
σ (%)	(0,88)	(0,22)	(0,9)	(0,23)	(0,9)
k_{eff}	1,0*	1,00204	+204 (pcm)	1,00249	+249 (pcm)

(*) condição operacional

Observa-se que o modelo de espalhamento de nêutrons da ENDF/B-III é o que apresenta resultados mais compatíveis com os valores experimentais, para o $^{28}\rho^*$; entretanto, o mesmo não se observa para o $^{25}\delta^*$. Devido ao fato do $^{28}\rho^*$ ser o parâmetro mais importante para se verificar a seção de choque de captura do ^{238}U , adotou-se este modelo nos demais cálculos apresentados neste trabalho. Nas TAB. 5.4 e 5.5 se apresentam, respectivamente, as sínteses das comparações entre os valores dos parâmetros $^{28}\rho^*$ e $^{25}\delta^*$ calculados com o MCNP-5 ($1,2 \times 10^{10}$ histórias) e a biblioteca de dados nucleares ENDF/B-VII.0 (com modelo de espalhamento de nêutrons térmicos da ENDF/B-III) e os valores obtidos experimentalmente, nas condições de posições de irradiação dos discos de pastilhas de UO_2 , para as 3 luvas de cádmio utilizadas.

TABELA 5.4 – Índices espectrais $^{28}\rho^*$ para as diferentes espessuras de luva de cádmio.

E (mm)	²⁸ ρ*		(C-E)/E (%)
	σ (%)		
	Experimento	Cálculo	
0,55	1,992	1,989	-0,2
	(0,1)	(1,2)	(1,2)
1,10	1,833	1,857	+1,3
	(0,2)	(1,2)	(1,2)
2,20	1,642	1,670	+1,7
	(0,1)	(1,1)	(1,1)

Observa-se, dos resultados apresentados para o $^{28}\rho^*$, que as incertezas mínimas nos parâmetros determinados nos cálculos são da ordem de 1 %. Salienta-se que o esforço para reduzir a incerteza nos resultados calculados é muito grande, pois depende da disponibilização de computadores ainda mais rápidos para que seja utilizado um número ainda maior de geração de histórias com o programa MCNP-5. Entretanto os desvios encontrados nas comparações entre a teoria e o experimento são no máximo de +1,7 % $\pm$ 1,1 %, e é maior para a espessura da luva de cádmio de 2,20 mm.

TABELA 5.5 – Índices espectrais $^{25}\delta^*$ para as diferentes espessuras de luva de cádmio.

E (mm)	$^{25}\delta^*$		(C-E)/E (%)
	σ (%)		
	Experimento	Cálculo	
0,55	0,1394	0,1381	-0,7
	(0,7)	(0,2)	(0,7)
1,10	0,1262	0,1282	+1,6
	(0,7)	(0,2)	(0,7)
2,20	0,1167	0,1164	-0,8
	(0,7)	(0,2)	(0,8)

Observa-se, dos resultados apresentados para o $^{25}\delta^*$, que as incertezas nos parâmetros determinados nos cálculos são todos inferiores a 0,5 %. Neste caso, não é necessário um número de histórias tão elevado para determinar este parâmetro com o programa MCNP-5. O desvio máximo encontrado na comparação entre a teoria e o experimento foi de $+1,6 \% \pm 0,7 \%$, para a luva de cádmio de 1,10 mm, sendo que para as demais os desvios são inferiores a 1 %.

Outro aspecto abordado neste trabalho refere-se à verificação de outras bibliotecas de dados nucleares. Atualmente poucos trabalhos^{/92-94/} apresentaram resultados comparando as últimas versões da biblioteca de dados nucleares ENDF/B e as bibliotecas JENDL e JEFF. Sendo assim, foram realizados cálculos utilizando-se as bibliotecas ENDF/B-VI.8, ENDF/B-VII.0, JENDL3.3 e JEFF3.1, para a condição de luva de cádmio de 0,55 mm x 5,0 cm, posições de irradiação dos discos de pastilhas de UO₂ e programa MCNP-5 com $1,2 \times 10^{10}$ histórias e modelo de espalhamento de nêutrons térmicos da ENDF/B-III. Nas TAB. 5.6, 5.7 e 5.8 se apresentam, respectivamente, os valores dos parâmetros $^{28}\rho^*$, $^{25}\delta^*$ e k_{eff} , determinados nos cálculos com as diferentes bibliotecas de dados nucleares, comparados com os resultados obtidos experimentalmente.

TABELA 5.6 – Valores de $^{28}\rho^*$ em função da biblioteca de dados nucleares.

Biblioteca	$^{28}\rho^*$ σ (%)	(C-E)/E (%)
ENDF/B-VII.0	1,989	-0,2
	(1,2)	(1,2)
ENDF/B-VI.8	2,004	+0,6
	(1,2)	(1,2)
JENDL3.3	1,988	-0,2
	(1,2)	(1,2)
JEFF3.1	1,964	-1,4
	(1,2)	(1,2)

TABELA 5.7 – Valores de $^{25}\delta^*$ em função da biblioteca de dados nucleares.

Biblioteca	$^{25}\delta^*$ σ (%)	(C-E)/E (%)
ENDF/B-VII.0	0,1381	-0,7
	(0,2)	(0,7)
ENDF/B-VI.8	0,1382	-0,7
	(0,2)	(0,7)
JENDL3.3	0,1372	-1,4
	(0,2)	(0,7)
JEFF3.1	0,1376	0,7
	(0,2)	(0,7)

TABELA 5.8 – Valores de k_{eff} em função da biblioteca de dados nucleares.

Biblioteca	k_{eff}	Δk (pcm)
ENDF/B-VII.0	1,00218	+218
ENDF/B-VI.8	0,99786	-214
JENDL3.3	1,00088	+88
JEFF3.1	1,00194	+194

6 DISCUSSÃO E CONCLUSÕES

O experimento para a medida dos índices espectrais $^{28}\rho^*$ e $^{25}\delta^*$, baseado na espectrometria gama de varetas combustíveis foi efetuado com sucesso, e com incertezas experimentais da ordem de 0,5 %, que atenderam a precisão desejada. A precisão nas incertezas experimentais, obtidas neste trabalho, é tão boa ou melhor que as obtidas em laboratórios internacionais como pode ser observado dos resultados apresentados na TAB. 1.2.

A técnica de medida através de dois pontos simétricos da vareta combustível, na região onde o fluxo de nêutrons está livre de perturbações, é inédita e tem a vantagem de eliminar a necessidade de utilização de fatores para a correção da potência, tempo de rampa e tempo de irradiação.

A técnica de medida do fator de eficiência de contagem gama também é inédita, este fator considera as diferenças entre os perfis radiais de taxa de reação existentes nas duas regiões de intercomparação. O experimento, realizado com a utilização de discos de pastilhas de UO_2 e luvas de cádmio, mostrou que este fator de correção varia com a espessura da luva de cádmio (TAB. 4.14). A principal contribuição da determinação experimental do fator de eficiência de contagem gama está na eliminação de fatores de correção determinados através de cálculos computacionais comumente utilizados no caso típico de experimentos para obtenção do $^{28}\rho^*$. Dessa forma, o $^{28}\rho^*$ foi obtido num procedimento estritamente experimental. Entretanto, de acordo com os resultados apresentados, foi surpresa o fato de estes fatores serem maiores que 1 para a contagem dos gamas oriundos da fissão. Porém, após a devida aplicação desta correção na aferição do $^{25}\delta^*$ obteve-se desvios muito baixos na comparação com os valores calculados.

Os únicos fatores de correção advindos de cálculos que permanecem são o rendimento efetivo de fissão do ^{143}Ce e a fração de fissão do ^{235}U , utilizados para aferir o

$^{25}\delta^*$, já que na medida da taxa de fissão não é possível distinguir os gamas oriundos das fissões do ^{238}U das fissões do ^{235}U .

A simulação teórica do experimento, com o programa MCNP-5 considerou uma descrição tridimensional do sistema simulando a luva de cádmio, ou seja, a simulação teórica modela o experimento exatamente como ele é. Esta simulação tornou o cálculo do experimento extremamente complexo, pois foi necessária a geração de um número muito elevado de histórias ($1,2 \times 10^{10}$) para se obter incertezas, principalmente nas taxas de captura do ^{238}U , para se aferir o índice espectral $^{28}\rho^*$ com incerteza da ordem de 1 %. Por outro lado, esta simulação necessita de um computador mais veloz para tornar os cálculos viáveis. Neste trabalho utilizaram-se dois micros computadores Core 2 Quad com sistema operacional de 64 bits. Mesmo assim o tempo de processamento foi de mais de 500 h.

De acordo com os resultados apresentados neste trabalho observa-se que os índices espectrais, apresentados na TAB. 5.3, são sensíveis à lei de espalhamento térmica $S(\alpha, \beta)$ utilizada e da análise efetuada para o $^{28}\rho^*$, a melhor concordância é obtida com os dados provenientes da ENDF/B-III.

Com relação às diferentes bibliotecas de dados nucleares disponíveis, observa-se que a ENDF/B-VI.8 não apresentou os desvios e as conclusões obtidas de outros experimentos. Neste caso duas hipóteses são levantadas: os experimentos anteriores não foram adequados para verificar o $^{28}\rho^*$, ou deve-se recalcular os experimentos anteriores já que atualmente se dispõe de máquinas mais velozes que permitem melhorar os cálculos com menor incerteza na determinação dos parâmetros. O cálculo de criticalidade apresentou resultado compatível com os publicados anteriormente e apresentados na FIG.1.1.

As modificações implementadas na biblioteca ENDF/B-VII.0 melhoraram a comparação do $^{28}\rho^*$ onde o desvio é de $-0,2\% \pm 1,2\%$. Entre as bibliotecas utilizadas a JEFF3.1 foi a que apresentou maior discrepância na comparação do $^{28}\rho^*$ de $-1,4\% \pm 1,2\%$. Já na comparação do $^{25}\delta^*$ a biblioteca que apresentou maior desvio foi a JENDL3.3 de $-1,4\% \pm 0,7\%$. Com relação à criticalidade, a biblioteca que melhor representa este parâmetro

é a JENDL3.3 com apenas +88 pcm de desvio, por outro lado o pior resultado foi obtido com a ENDF/B-VII.0 com desvio de +218 pcm.

As incertezas nos cálculos da ordem de 1% ainda são altas e podem comprometer as conclusões advindas das comparações dos resultados calculados com os valores experimentais. Contudo salienta-se que foram os máximos permitidos de se obter com os equipamentos disponíveis no momento da realização deste trabalho.

Na TAB.6.1 apresentam-se os valores dos índices espectrais $^{28}\rho^*$ e $^{25}\delta^*$ determinados neste trabalho para a vareta combustível, com luvas de cádmio: 0,55 mm x 5,0 cm; 1,10 mm x 5,0 cm e 2,20 mm x 5,0 cm para as posições simétricas (10,0 cm; 35,0 cm) e de irradiação dos discos de pastilhas de UO_2 (10,4 cm; 35,6 cm).

TABELA 6.1 – Índices espectrais na vareta combustível em função da espessura da luva de cádmio.

Espessura da luva de cádmio (mm)	Posição (10,4 cm; 35,6 cm)				Posição (10,0 cm; 35,0 cm)			
	$^{28}\rho^*$	C/E	$^{25}\delta^*$	C/E	$^{28}\rho^*$	C/E	$^{25}\delta^*$	C/E
	$\sigma(\%)$	(%)	$\sigma(\%)$	(%)	$\sigma(\%)$	(%)	$\sigma(\%)$	(%)
0,55	1,992	-0,2	0,1394	-0,7	2,279	-0,6	0,1420	+1,4
	(0,1)	(1,2)	(0,7)	(0,7)	(0,5)	(1,4)	(0,9)	(0,9)
1,10	1,842	+1,3	0,1262	+1,6	2,151	-	0,1351	-
	(0,2)	(1,2)	(0,7)	(0,7)	(0,6)	-	(0,9)	-
2,20	1,642	+1,7	0,1167	-0,9	1,915	-	0,1196	-
	(0,1)	(1,1)	(0,7)	(0,8)	(0,5)	-	(1,0)	-

7 SUGESTÕES PARA TRABALHOS FUTUROS

Algumas atividades podem ser realizadas de modo que este trabalho possa ser enriquecido com melhorias nos parâmetros determinados, sendo assim sugere-se:

- Obter o índice espectral C8/F, já que os dados básicos estão disponíveis e necessitam apenas de algumas manipulações algébricas,
- Melhorar a estatística dos dados experimentais para a vareta combustível através de novas irradiações,
- Diminuir as incertezas estatísticas no cálculo das taxas de captura do ^{238}U , já que foi adquirido um cluster que reduz em 75 % o tempo de processamento e
- Utilizar o gadolínio metálico como luva, para alterar o espectro neutrônico e assim substituir o cádmio. Luvas de gadolínio metálico podem ser adquiridas no mercado internacional.

ANEXO A O REATOR IPEN/MB-01

A.1. Introdução

O reator de pesquisa IPEN/MB-01 é uma instalação nuclear de potência zero, especialmente projetado para a medida de uma grande variedade de parâmetros de física de reatores. Estes parâmetros são utilizados como dados experimentais padrões (benchmarks) para se verificar metodologias de cálculos e bibliotecas de dados nucleares comumente utilizadas na área de física de reatores. Esta instalação está localizada no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN-CNEN/SP) situado no Campus da Universidade de São Paulo, na cidade de São Paulo.

O reator IPEN/MB-01 atingiu a sua primeira criticalidade em 9 de novembro de 1988, desde então é utilizado em pesquisa básica de física de reatores e na formação de pesquisadores experimentais. Na FIG. A.1.1 apresenta-se detalhes do núcleo do reator, o conjunto crítico consiste de um arranjo quadrado de 28x26 varetas revestidas de aço inoxidável (SS-304), das quais 680 são varetas combustíveis de UO_2 com enriquecimento de 4,3486% e 48 tubos guias para as varetas absorvedoras de nêutrons, dentro de um tanque de água leve.

A potência máxima de operação é 100 W e o controle do reator é feito através de dois bancos de controle diagonalmente distribuídos, sendo que cada banco de controle consiste de 12 varetas de Ag-In-Cd. Os bancos de segurança, que são compostos por 12 varetas de B_4C , também estão distribuídos diagonalmente, entretanto, estes ficam totalmente retirados durante a operação do reator. O espaçamento entre varetas combustíveis (pitch) do reator IPEN/MB-01 foi definido para a condição de moderação ótima, ou seja, k_∞ máximo. Este arranjo favorece a região de energia térmica do nêutron e principalmente os eventos do ^{235}U .

FIGURA A.1.1 - Alguns detalhes do núcleo do reator IPEN/MB-01.

A.2. Descrição detalhada do reator IPEN/MB-01

Todas as dimensões e incertezas associadas, apresentadas nesta seção, são valores de projeto e tolerâncias, respectivamente. Todos os dados reportados neste anexo referem-se à temperatura ambiente (20,5 °C).

A.2.1 O tanque moderador e periféricos

O tanque moderador (FIG. A.2.1 e A.2.2) é um cilindro de aço inoxidável (SS-304) com espessura de 8,5 mm, aberto no topo, medindo 1830 mm de diâmetro externo e 2750 mm de altura. Este tanque possui duas válvulas que permitem a remoção rápida da água de seu interior (~5 s). Utiliza-se água leve demineralizada como moderador no reator IPEN/MB-01 e durante a operação normal o nível da água atinge 450 mm acima da

superfície superior do combustível, lateralmente a espessura da camada de água é maior que 600 mm, e abaixo do núcleo ativo a camada de água tem espessura mínima de 530 mm.

O reator IPEN/MB-01 possui dois bancos de varetas de controle, que estão localizados diagonalmente opostos no núcleo. Os símbolos A e B na FIG. A.2.2 referem-se à localização dos bancos de controle, enquanto o símbolo S refere-se à localização dos dois bancos de segurança.

FIGURA A.2.1 - Diagrama esquemático do tanque moderador.

FIGURA A.2.2 - Diagrama esquemático do tanque moderador e da distribuição dos detectores ao redor do núcleo.

A.2.2 Placas espaçadoras

O reator IPEN/MB-01 possui 3 placas espaçadoras (FIG. A.2.3), sendo que a placa inferior é chamada de placa matriz, o material das placas é o aço inoxidável (SS-304), e todas elas possuem uma forma quadrada de lado $588 \pm 0,5$ mm. A placa matriz tem $22 \pm 0,1$ mm de espessura e consiste de um arranjo quadrado de 30x30 cavidades das quais 852 possuem 10,4 mm de diâmetro cujo propósito é sustentar as varetas combustíveis; as 48 posições restantes são furos que são utilizados para fixar os tubos guias das varetas de controle e de segurança. Na FIG A.2.4 apresenta-se os detalhes das cavidades e dos furos, o espaçamento entre cavidades e furos (pitch) é de $1,50 \pm 0,01$ cm.

Salienta-se que o arranjo quadrado 30x30 refere-se ao número máximo de varetas de combustível e de controle/segurança que podem ser acomodadas no núcleo. Outra designação, tal como arranjo 28x26, encontrada neste anexo refere-se à distribuição de varetas no núcleo utilizadas no experimento.

As placas espaçadoras intermediária e superior têm espessuras, respectivamente, $10,5 \pm 0,1$ mm (valor medido) e $20,0 \pm 0,1$ mm. Estas placas contêm 852 furos com $10,5 \pm 0,2$ mm de diâmetro para as varetas combustíveis; 48 furos com $12,2 \pm 0,2$ mm de diâmetro para os tubos guias das varetas de controle e de segurança e outros 209 furos com 5 mm de diâmetro, cujo propósito é permitir a introdução de termopares, detectores miniatura e outros dispositivos experimentais. A placa espaçadora superior também serve como suporte para os tubos guias das varetas de controle e de segurança.

Nas FIG. A.2.5 e A.2.6 mostram-se detalhes das placas matriz e espaçadoras intermediária e superior. Observa-se que as placas são sustentadas por treliças e este conjunto mantém todas as varetas: de combustível, controle e de segurança na posição vertical.

FIGURA A.2.3 - Diagrama esquemático das placas matriz e espaçadoras.

FIGURA A.2.4 Diagrama esquemático das cavidades e furos da placa matriz.

FIGURA A.2.5 - Diagrama esquemático das placas suporte.

FIGURA A.2.6 - Detalhes da placa suporte inferior.

O livro de dados do reator IPEN/MB-01 tem muitas descrições detalhadas de todos os dados geométricos relacionados com as placas espaçadoras. Mais especificamente, são dados medidos para cada furo tais como, diâmetro e distância para o furo vizinho, como também a profundidade de cada cavidade. Uma máquina do tipo mesa de medida tridimensional foi utilizada para efetuar todas as medidas deste tipo. Inicialmente o equipamento foi calibrado, e a seguir foi estabelecida uma origem para o sistema cartesiano (x,y,z) no canto da placa. A máquina possui um sensor que está diretamente conectado a um sistema eletrônico, que pode especificar a posição do sensor na coordenada (x,y,z) com alto grau de precisão na medida (0,001 mm).

As características geométricas medidas pela máquina tridimensional são: diâmetro, espaçamento entre furos e cavidades, profundidade da cavidade e planicidade da placa. O diâmetro dos furos é medido da seguinte forma: o sensor é posicionado dentro do furo e por movimentos apropriados ele troca sua posição para a borda do furo e marca esta posição no sistema cartesiano; depois que mais duas posições na borda do furo são determinadas, estes pontos determinam um círculo e através de uma relação matemática incorporada ao sistema eletrônico, o diâmetro do furo e também a coordenada de seu centro são obtidos. Esta operação é repetida para todos os furos nas 3 placas espaçadoras.

Na TAB. A.2.1 apresenta-se o resumo do resultado da análise estatística realizada em todos os dados geométricos referentes às placas espaçadoras, disponíveis no livro de dados do reator IPEN/MB-01. O livro de dados do reator IPEN/MB-01 possui 852 medidas do diâmetro do furo da vareta combustível, 771 medidas da distância entre posições (pitch) por grade espaçadora, 852 medidas de profundidade das cavidades e 934 medidas de planicidade. Existe boa consistência entre os valores medidos dos “pitch” das grades espaçadoras e estes estão muito próximos dos valores de projeto, sendo assim, foi adotado o valor de projeto 15,000 mm com o desvio padrão de 0,0023 mm.

TABELA A.2.1 - Dados geométricos médios das placas espaçadoras, baseados nos dados de fabricação.

Quantidade	Placa espaçadora	Valor médio (mm)	Desvio padrão [*] (mm)
Distrância entre posições (pitch)	Superior	15,000	0,018
	Intermediária	14,999	0,011
	Matriz	14,999	0,023
Diâmetro do furo para vareta combustível	Superior	10,454	0,034
	Intermediária	10,449	0,019
	Matriz	10,463	0,016
Profundidade da cavidade	Matriz	12,000	0,010
Linearidade (mm)	Matriz	-0,0566	0,046

(*) O desvio padrão de uma quantidade X é obtido da seguinte expressão matemática:

$$\sigma(x) = \sqrt{\frac{1}{n-1} \sum_{k=1}^n (X_k - \bar{X})^2}, \text{ onde } n \text{ é o número de medidas, } X_k \text{ é o valor da k-ésima medida e } \bar{X} \text{ é o valor médio}$$

A.2.3 Vareta combustível

A vareta combustível é constituída de um encamisamento (SS-304), pastilhas de UO₂, pastilhas de Al₂O₃, uma mola (inconel-600), tubo espaçador e dois tampões, um superior e um inferior (SS-304). O número total de 705 varetas combustíveis foi fabricado para o reator IPEN/MB-01. Na FIG A.2.7 apresentam-se as dimensões com as tolerâncias especificadas no projeto do reator. Durante a fabricação das varetas combustíveis algumas quantidades relacionadas com a sua descrição geométrica foram medidas e através delas foram realizadas análises.

Através da base de dados de fabricação das varetas combustíveis foram derivados os valores médios e também seus respectivos desvios padrões para as seguintes quantidades: diâmetro externo do encamisamento da vareta combustível, diâmetro interno do encamisamento da vareta combustível, diâmetro da pastilha de UO₂, altura ativa de combustível, altura da alumina inferior e a massa média de UO₂ por vareta combustível (TAB. A.2.2). O livro de dados do reator IPEN/MB-01 possui 182 medidas dos diâmetros

interno e externo do encamisamento da vareta combustível, escolhidos aleatoriamente do total de 705 varetas; 760 medidas para o diâmetro da pastilha de UO_2 , também escolhidos aleatoriamente; 705 medidas da altura ativa de combustível, da altura da alumina inferior e da massa de UO_2 , ou seja, nestes casos foram realizadas medidas em todas as varetas fabricadas.

FIGURA A.2.7 - Diagrama esquemático das especificações da vareta combustível.

TABELA A.2.2 - Dados geométricos médios das varetas combustíveis e respectivos desvios padrões baseados nos dados de fabricação.

Quantidade	Valor médio	Desvio padrão
Diâmetro externo da vareta combustível (mm)	9,8074	0,0169
Diâmetro interno da vareta combustível (mm)	8,5746	0,0243
Diâmetro da pastilha combustível (mm)	8,4894	0,00475
Altura ativa do combustível (mm)	548,4	3,544
Massa de UO_2 por vareta combustível (g)	315,912	2,386
Altura da alumina inferior (mm)	90,28	0,09

A.2.4 Varetas de controle, segurança e tubo guia

Cada um dos bancos de controle e de segurança é composto por 12 varetas agrupadas e sustentadas por um mecanismo de controle acima do tanque. Na FIG. A.2.8 apresenta-se uma fotografia com a distribuição dos bancos de controle e de segurança no reator. Deve-se ressaltar que os bancos movem-se no núcleo dentro dos tubos guias.

As varetas absorvedoras são encamisadas com SS-304, os tampões também são de SS-304 e a mola é de Inconel-600. As varetas de controle são preenchidas com pastilhas absorvedoras de uma liga de Ag-In-Cd enquanto que as varetas de segurança são preenchidas com B_4C . Durante a operação normal os bancos de segurança são completamente retirados do núcleo ativo.

FIGURA A.2.8 - Mecanismo de controle.

As dimensões da vareta absorvedora são apresentadas na FIG A.2.9, sendo o diâmetro do encamisamento igual a 9,8 mm e a espessura da parede 0,6 mm. O tubo guia é de SS-304 com diâmetro externo de $12,00 \pm 0,05$ mm e diâmetro interno de $11,30 \pm 0,05$ mm. A parte inferior do tubo guia fica 5 mm abaixo da placa matriz, como pode ser observado na FIG. A.2.6. Durante a operação do reator os tubos guias são preenchidos com água, e na sua parte inferior existem 3 pequenos furos para permitir a entrada da água durante o enchimento do tanque e a sua saída no esvaziamento do tanque.

Drawing not to scale
Dimensions in mm

04-GA50001-23

FIGURA A.2.9 - Diagrama esquemático das varetas absorvedoras.

O sistema de controle do reator IPEN/MB-01 é definido de modo que os posicionamentos dos bancos de controle no núcleo são dados em termos da distância entre a parte inferior do absorvedor e o início do núcleo ativo. A unidade usada é a porcentagem de retirada que é definida como sendo a fração da altura ativa do núcleo abaixo da região absorvedora das varetas de controle. Por exemplo, se as varetas de controle estão

totalmente inseridas a porcentagem de retirada é zero, por outro lado se as varetas de controle estão totalmente retiradas a porcentagem de retirada é 100, neste caso, a superfície inferior do absorvedor coincide com o topo do núcleo ativo, embora, o tampão da vareta absorvedora permaneça dentro do núcleo ativo.

A incerteza no posicionamento do banco de controle é dada pelo indicador de posição da vareta de controle. Este equipamento pode determinar a posição com precisão de 4 dígitos. A menor indicação é 00,00 % enquanto a maior é 99,99 %, e a incerteza no indicador de posição é 0,01 %.

Os bancos de segurança basicamente seguem o mesmo padrão, neste caso, por critério de projeto, estes bancos são mantidos retirados em 135 %, ou seja, a superfície inferior da região absorvedora permanece 35 % acima do núcleo ativo. Entretanto, esta condição tem muito, ou nenhum, impacto na criticalidade do sistema.

A.3 Descrição dos materiais

Os dados dos materiais do reator IPEN/MB-01 vêm de análises detalhadas realizadas no IPEN e em alguns casos também de análises de dados de fabricação. Na TAB. A.3.1 é apresentada a composição química do aço inoxidável do encamisamento, para as condições de fabricação (PROSIT) e de medidas realizadas pelo IPEN de duas amostras, juntamente com o valor médio recomendado e seu respectivo desvio padrão. O valor médio recomendado é a média aritmética das três composições disponíveis e o desvio padrão calculado de acordo com a fórmula usual de propagação de erros.

Salienta-se que não foram medidas as composições isotópicas referentes ao ^{234}U e ao ^{236}U . Por essa razão, foi assumida a quantidade de 0,034 % de ^{234}U que foi calculada pela interpolação linear entre o urânio natural e o valor de $0,0344 \pm 0,001$ % peso, referente ao combustível enriquecido em 4,4 % em ^{235}U (LEU-THERM-015). Assumiu-se o valor de ± 50 % na incerteza da quantidade de ^{234}U na fabricação do combustível. De acordo com as especificações do IPEN, o combustível novo não contém ^{236}U .

TABELA A.3.1 - Composição do aço inoxidável do encamisamento (% peso).

Elemento	Fabricação	OFICON IPEN		Valor
	PROSIT	Amostra (1)	Amostra (2)	Recomendado
C	0,020	0,0323	0,0326	$0,0283 \pm 0,0072$
Mn	1,80	1,58	1,68	$1,6867 \pm 0,1102$
P	0,04	0,018	0,020	$0,0260 \pm 0,0122$
S	0,007	0,0135	0,0111	$0,0105 \pm 0,0033$
Si	0,390	0,350	0,460	$0,4000 \pm 0,0557$
Ni	10,13	9,90	10,10	$10,0433 \pm 0,1250$
Cr	18,52	18,10	18,40	$18,3400 \pm 0,2163$
Co	-	0,21	0,22	$0,2150 \pm 0,0071$
Mo	-	0,16	0,18	$0,1700 \pm 0,0141$
Fe	69,093	69,6362	68,8963	$69,0802 \pm 0,3832$

O combustível do reator IPEN/MB-01 foi feito em 8 lotes. Na TAB. A.3.2 apresenta-se os enriquecimentos bem como as incertezas e o número de varetas combustíveis para cada lote.

TABELA A.3.2 - Características dos combustíveis por lote.

Lote	Varetas no núcleo	Massa de U (g)	Massa de ^{235}U (g)	Enriquecimento (% peso)
1	90	25.083,62	1.091,11	$4,350 \pm 0,003$
2	88	24.525,88	1.065,65	$4,345 \pm 0,006$
3	91	25.340,37	1.097,74	$4,332 \pm 0,003$
4	88	24.355,16	1.058,96	$4,348 \pm 0,003$
5	86	24.166,81	1.053,67	$4,360 \pm 0,004$
6	92	25.586,81	1.113,79	$4,353 \pm 0,013$
7	85	23.633,95	1.030,20	$4,359 \pm 0,001$
8	60	16.617,60	721,20	$4,340 \pm 0,004$

O enriquecimento é de fato a média para cada lote, visto que foram feitas medidas em todos os lotes. As varetas combustíveis foram distribuídas aleatoriamente no

núcleo e o enriquecimento médio em ^{235}U foi obtido pela ponderação de cada lote de acordo com sua fração em massa de urânio no núcleo como:

$$\bar{\varepsilon} = f_1 \varepsilon_1 + f_2 \varepsilon_2 + f_3 \varepsilon_3 + \dots + f_8 \varepsilon_8,$$

onde ε_i e f_i são respectivamente, o enriquecimento e a fração em massa de urânio para cada lote.

A incerteza associada ao enriquecimento médio de ^{235}U foi obtida pela propagação de erro padrão como:

$$\sigma_{\varepsilon} = \sqrt{\sum_{i=1}^8 (f_i \sigma_{\varepsilon_i})^2},$$

onde somente é considerada a incerteza no enriquecimento do ^{235}U no lote (TAB. A.3.2), visto que a incerteza na massa de urânio é muito pequena e não foi considerada na propagação de erros.

As informações detalhadas da composição dos materiais das varetas de combustível e de controle estão listadas na TAB. A.3.3. Todas as composições, exceto a quantidade de ^{234}U no combustível, advêm da análise química detalhada realizada pelo IPEN. As incertezas são desvios padrões.

A densidade média de combustível e sua respectiva incerteza foram obtidas considerando-se a conservação da massa total de UO_2 , o valor utilizado foi $315,912 \pm 2,386$ g por vareta combustível (TAB. A.2.2). A densidade média de UO_2 foi calculada com a expressão:

$$\rho_{\text{UO}_2} = \frac{4M}{\pi D^2 L},$$

onde D é o diâmetro da pastilha, L a altura físsil e M a massa de UO₂ por vareta combustível. O desvio padrão foi determinado pela propagação de erros considerando-se que não há correlação entre M, D e L, como:

$$\sigma_{\rho_{UO_2}}^2 = \left(\frac{\partial \rho_{UO_2}}{\partial M} \right)^2 \sigma_M^2 + \left(\frac{\partial \rho_{UO_2}}{\partial D} \right)^2 \sigma_D^2 + \left(\frac{\partial \rho_{UO_2}}{\partial L} \right)^2 \sigma_L^2 = \left(\frac{4}{\pi D^2 L} \right)^2 \sigma_M^2 + \left(\frac{8M}{\pi D^3 L} \right)^2 \sigma_D^2 + \left(\frac{4M}{\pi D^2 L^2} \right)^2 \sigma_L^2.$$

De acordo com a TAB. A.2.2, M = 315,912 ± 2,386 g, D = 8,4894 ± 0,00475 mm e L = 548,4 ± 3,544 mm e então, $\rho_{UO_2} = 10,1771 \pm 0,1018 \text{ g/cm}^3$.

As densidades dos aços inoxidáveis foram medidas no IPEN, sendo que a técnica de medida seguiu o procedimento descrito na ASTM-B-328/96(2003)¹. Não foram medidas as densidades para as placas espaçadoras.

¹ ASTM-B-328/96(2003) “Standard Test Method for Density, Oil Content and Interconnected Porosity of Sintered Metal Structural Parts and Oil-Impregnated Bearings”

TABELA A.3.3 - Composição dos materiais.

Material	Densidade (g/cm ³)	Nuclídeos ^(e)	Fração em peso (1 σ)
Combustível UO₂ ^(a)		²³⁴ U ^(b)	0,000300 $\pm$ 0,000087
Enriquecimento: 4,3486 %		²³⁵ U	0,038319 $\pm$ 0,000021
Fração total de urano		²³⁸ U	0,842560 $\pm$ 0,000021
88,125 $\pm$ 0,023 %		O	0,118740 $\pm$ 0,000003
Composição Isotópica do	10,1771 ^(c) $\pm$	Al	0,000024
urânio (peso%):	0,1018	Mg	0,000017
²³⁴ U ^(b) = 0,034 $\pm$ 0,0098		Fe	0,000037
²³⁵ U = 4,3486 $\pm$ 0,0021		B	0,0000002
²³⁸ U = 95,6174 $\pm$ 0,0021		Mo	0,000002
		C	0,000283 $\pm$ 0,000072
		Mn	0,016867 $\pm$ 0,001102
		P	0,000260 $\pm$ 0,000122
		S	0,000105 $\pm$ 0,000033
Encamisamento do		Si	0,004000 $\pm$ 0,000231
combustível	7,9207 $\pm$ 0,0005	Ni	0,100433 $\pm$ 0,001250
SS-304		Cr	0,183400 $\pm$ 0,002163
		Co	0,002150 $\pm$ 0,000071
		Mo	0,001700 $\pm$ 0,000141
		Fe	0,690802 $\pm$ 0,002775
		B	<0,0000002
Alumina (Al₂O₃)		Fe	0,0007
Balanço é Al₂O₃ (0.9989).	3,792 $\pm$ 0,007	Cr	0,0003
		Ni	0,0001
		Ag	0,7934 $\pm$ 0,0015
Absorvedor da vareta de		In	0,1496 $\pm$ 0,0014
controle	10,007 $\pm$ 0,004	Cd	0,0483 $\pm$ 0,001
Liga de Ag-In-Cd		C	0,003
		S	0,001
		O	0,0047

TABELA A.3.3 (cont.) Composição dos materiais.

MATERIAL	Densidade (g/cm ³)	Nuclídeos	Fração em peso
Absorvedor da vareta de segurança Carbeto de boro (B₄C)	1,45 ± 0,01	B	0,764300
		C	0,23570
		Fe	0,000300
		Si	0,00020
		Ti	0,00040
Placas espaçadoras (matriz, intermediária e superior) SS-304	-	C	0,00020
		Mn	0,01440
		P	0,00036
		S	0,00003
		Si	0,00510
		Ni	0,09430
		Cr	0,18210
		Mo	0,00060
		Fe	0,70291
Tubo espaçador da vareta combustível SS-304	8,0040 ± 0,0005	Co	0,0014
		Cr	0,1810
		Mn	0,0132
		P	0,0002
		Si	0,0065
		Fe	0,7171
		Ni	0,0800
		C	0,0006
Tubo guia das varetas de controle e de segurança SS-304	7,7150 ± 0,0005	Fe	0,68447
		C	0,00023
		Cr	0,18240
		Ni	0,11500
		Mn	0,0136
		P	0,0003
		Si	0,0040

TABELA A.3.3 (cont.) Composição dos materiais.

MATERIAL	Densidade (g/cm ³)	Nuclídeos	Fração em peso
Moderador	0,99820 ±	H	0,1118944
Água (H₂O)	0,00002 ^(c)	O	0,8881056
Mola das varetas combustível, controle e de segurança Inconel-600 (massa medida da mola: 11.476 g)	8,1480 ± 0,0001	Ni	0,7460
		C	0,00027
		Mn	0,0030
		P	0,00012
		S	0,00001
		Si	0,0020
		Fe	0,0900
		Cr	0,1563
		Ti	0,0017
		Cu	0,00060
Encamisamento das varetas de controle e de segurança SS-304	7,9207 ± 0,0005	Fe	0,6771
		C	0,00021
		Mn	0,0136
		P	0,00027
		S	0,00003
		Si	0,00450
		Ni	0,11680
		Cr	0,18360
		Mo	0,00030
		Sn	0,00008
		Cu	0,00180
		Co	0,0017

(a) Valor médio de todos os lotes.

(b) Não medido (vide texto).

(c) Valor calculado a partir da massa e do volume.

(d) R.C. Weast (editor), Handbook of Chemistry and Physics, 70th Edition CRC Press ISBN-O-8493-0470-9 (1989).

(e) Todas as impurezas dadas nesta tabela têm uma incerteza de aproximadamente 50%.

As impurezas da água do moderador foram medidas e estão apresentadas na TAB. A.3.4.

TABELA A.3.4 - Análise do moderador do reator IPEN/MB-01.

Característica		Concentração
Nuclídeos	K	2,5 to 12 mg/kg
	Cl	0,1 mg/kg
	F	0,1 mg/kg
	Na	0,1 mg/kg
	Si	1,0 mg/l
	Fe	7,0 µg/kg
	Ca	0,1 mg/l
	Mg	0,1 mg/l
pH		6,5 to 7,5
Conductividade elétrica		1,0 µmhos/cm

ANEXO B CARACTERÍSTICAS DO SISTEMA DE DETECÇÃO ORTEC

A bancada experimental utilizada na espectrometria gama dos discos de pastilhas de UO_2 , ilustrada na FIG. 3.2, consiste de um detector de germânio de alta pureza (HPGe) da EG&G Ortec acoplado a dois reservatórios de nitrogênio líquido para refrigeração; blindagem de chumbo para diminuição da radiação de fundo e com prateleira para o posicionamento dos discos de UO_2 ; fonte de alimentação de alta tensão; amplificador de sinal e um micro computador Pentium III com uma placa de aquisição de dados e um programa para a análise do espectro.

Na FIG. B.1 apresenta-se um diagrama esquemático que representa o esquema de funcionamento da bancada.

FIGURA B.1 – Diagrama esquemático da bancada experimental com detector HPGe da ORTEC.

O conjunto de fotografias apresentadas na FIG. B2 ilustra o arranjo da bancada.

- (a) Conjunto do detector, reservatórios de nitrogênio líquido e blindagem de chumbo.
- (b) Fonte de alta tensão e amplificador.
- (c) Detector dentro da blindagem de chumbo e prateleira para posicionar os discos de UO₂.
- (d) Microcomputador com tela do MAESTRO mostrando os picos do ²³⁹Np e do ¹⁴³Ce.

FIGURA B.2 - Fotografias dos equipamentos que compõem a bancada experimental do sistema de aquisição de dados da ORTEC.

As características do detector e da instrumentação associada estão apresentadas na TAB. B.1.

TABELA B.1 - Características dos equipamentos da bancada experimental de espectrometria gama dos discos de UO₂.

Equipamento	Características	
Detector	GMX Series HPGe Gamma-X HPGE	
	Modelo	GMX 40210
	Configuração criostática	GG-GMX
	Modelo do reservatório de nitrogênio	0.7-SHP-S
	Modelo do pré-amplificador	237N-S
	Pré amplificador S/N	#932
	Modelo do filtro de alta tensão	138-S
Informações criogênicas	Filtro de alta tensão S/N	#91
	Capacidade do reservatório	0,77 (l)
	Autonomia do reservatório	16 (h)
Dimensões	Tempo mínimo para o resfriamento do detector	6 (h)
	Diâmetro do cristal	58,9 (mm)
	Comprimento do cristal	79,0 (mm)
Camadas absorvedoras	Espessura do encamisamento do cristal	3 (mm)
	Espessura de Berílio	0,5 (mm)
Alta tensão	Germânio inativo	0,3 (µm)
	Modelo	ORTEC 659
Amplificador	Faixa de operação recomendada	-4500 (V)
	Modelo	ORTEC 672
Multicanal	Modelo	ORTEC-TRUMP-8K/2K

ANEXO C CARACTERÍSTICAS DE SISTEMA DE DETECÇÃO CANBERRA

C.1 Detector HPGe e Instrumentação Associada

A bancada experimental utilizada na espectrometria gama de varetas combustíveis, ilustrada na FIG. 3.3, consiste de um detector de germânio de alta pureza (HPGe) da CANBERRA acoplado a um reservatório de nitrogênio líquido para refrigeração; blindagem de chumbo para diminuição da radiação de fundo; sistema de movimentação da vareta combustível utilizado para o posicionamento correto da vareta e instrumentação associada. A eletrônica associada é toda ela condensada no módulo DSA 2000, que contém o pré-amplificador, o amplificador, o multicanal e a fonte de alimentação de baixa e de alta tensão e um microcomputador com o software Genie 2000, que faz a comunicação entre o microcomputador e o módulo DSA 2000, e também tem a função de realizar a aquisição de dados na espectrometria gama. Salienta-se que o sistema de movimentação da vareta combustível foi desenvolvido no IPEN e uma descrição mais detalhada do sistema é apresentada no ANEXO C.1.1

Na FIG. C.1 apresenta-se um diagrama esquemático que representa o esquema de funcionamento da bancada.

FIGURA C.1.1 – Diagrama esquemático da bancada experimental com detector HPGe da CANBERRA.

Os programas Genie 2000 e POSICIONADOR_AUTOMÁTICO_02 (desenvolvido no IPEN) permitem controlar e serem controlados mutuamente, e dessa forma executar as funções de movimentação e medida de espectro nas posições desejadas e por tempo definidos, de acordo com a necessidade do experimentador. O conjunto de fotografias apresentadas na FIG. C.1.2 ilustra o arranjo da bancada.

- (a) Conjunto do detector, reservatório de nitrogênio líquido, blindagem de chumbo e sistema posicionamento e movimentação da vareta combustível.
- (b) Alimentador do sistema de movimentação da vareta combustível.
- (c) Controlador de velocidade de movimentação da vareta combustível.
- (d) Indicador de posição da vareta combustível.
- (e) Microcomputador e módulo DAS 2000

FIGURA C.1.2 – Fotografias dos equipamentos que compõem a bancada experimental do sistema de aquisição de dados da CANBERRA.

As características do detector e da instrumentação associada estão apresentadas na TAB. C.1.1.

TABELA C.1.1 – Características dos equipamentos da bancada experimental de espectrometria gama de vareta combustíveis.

Equipamento		Características
HPGE - CANBERRA		
Detector	Modelo	GL 0520S
	Modelo do criostato	790630SL
	Modelo do pré-amplificador	2002CPSL
Características físicas	Diâmetro ativo	25,2 (mm)
	Área ativa	500 (mm²)
	Espessura	20 (mm)
	Distância da janela	5 (mm)
	Espessura da janela do criostato	0,5 (mm)
	Material da janela do criostato	Alumínio
Alta tensão	Faixa de operação recomendada	-2000 (V) dc
	Tensão recomendada no ponto de teste do pré-amplificador	-0,13 (V) dc

C.2. Sistema automático de movimentação de vareta combustível

O sistema de movimentação da vareta combustível, para a medida de espectrometria gama, é composto por um motor de passo, um fuso e um codificador (encoder). O motor de passo tem a função de girar o fuso, este por sua vez transmite o movimento e finalmente o codificador estabelece o posicionamento correto da vareta. Inicialmente este sistema era movimentado manualmente e tornava o trabalho muito limitado.

O desenvolvimento deste projeto, contou com o financiamento da FAPESP o qual possibilitou a aquisição de módulos eletrônicos, que interligados adequadamente permitem o controle automático do sistema de movimentação e de aquisição de dados para a espectrometria gama. Esta automação foi de fundamental importância para a realização

das medidas dos índices espectrais pelo método de varredura gama da vareta combustível. Os módulos eletrônicos que compõem o sistema de movimentação de varetas combustíveis são:

- Interface eletrônica para comunicação remota entre um computador tipo PC e a configuração da bancada.
Identificador: Módulo 7520.
Fabricante: Impac.
Característica: Converte a porta de comunicação serial RS232C do PC em RS485 (é o padrão utilizado na comunicação entre módulos).
- Interface eletrônica definida para fazer a leitura dos pulsos do codificador.
Identificador: Módulo 7080.
Fabricante: Impac.
Características: 2 contadores de 32 bits independentes e programáveis, acesso via serial RS485 para leitura/ escrita e 2 saídas independentes e programáveis para sinalização de contagem.
- Interface eletrônica utilizada para comandar os sinais de direção e parada da Unidade de acionamento de motor de passo.
Identificador: Módulo 4044.
Fabricante: Impac.
Característica: 8 saídas programáveis em coletor aberto, 4 entradas programáveis isoladas.
- Fonte de alimentação para alimentar os módulos 7080, 7044 e 7520.
Fabricante: Impac.
Característica: Entrada 127 volts ac, Saída 24 volts dc.

Além da aquisição de módulos do mercado, foram desenvolvidos no IPEN os módulos para acionamento e alimentação do motor de passo².

- Módulo para acionamento de motor de passo. Unidade de potência que gera as fases necessárias para o funcionamento do motor de passo. O controle de velocidade de movimentação é realizado através de um potenciômetro de 0 a 80 RPM.

² LEITE, A.V. Comunicação Pessoal

Características: Saídas para 5 fases de 1,2 ampéres cada, 2 entradas de sinais de parada e 1 entrada de sinal de sentido de giro do motor, com alimentação de 12 volts e 2 ampéres.

Desenvolvimento: IPEN

- Módulo para alimentação. Utilizado para alimentar o módulo de acionamento do motor de passo.

Característica: Entrada de 127 volts ac, Saída 12 volts dc regulada, suporta 2 ampéres de carga máxima.

Desenvolvimento: IPEN.

O sistema eletrônico é operado através de um software de controle onde são introduzidos os parâmetros necessários para a movimentação automática do mecanismo. O computador PC é utilizado tanto para gerenciar o sistema de movimentação da vareta combustível como para acionar o sistema de contagem para a espectrometria gama. Devido ao fato de ter sido adquirido um novo detector HPGe, com toda a eletrônica associada, de fabricação da Canberra, o computador deve possuir no mínimo as seguintes características:

- Computador PC

Windows: 95, 98 ou NT e Porta serial COM1, para gerenciar o sistema de movimentação da vareta.

Windows 2000 NT e placa de rede com conector do tipo ethernet, para gerenciar o sistema contagem da vareta.

Através de uma integração de controle entre software e hardware, é possível introduzir parâmetros que possibilitam o funcionamento do sistema de movimentação de forma automática. O software de integração entre os módulos, denominado POSICIONADOR_AUTOMÁTICO_02, foi desenvolvido no IPEN, na linguagem C e permite a excursão linear de 0 a 2000 mm, com precisão máxima de 0,003 mm. Os pontos de paradas dentro da escala linear são livres, assim como o tempo máximo de permanência em cada ponto e são definidos pelo usuário na entrada do programa.

Os dados de entrada são efetuados através do teclado e o menu de opções é visualizado através da tela do vídeo. A função auto-calibra corrige possíveis desvios indesejáveis no sistema mecânico. A eletrônica do sistema além do controle automático

possibilita salvar os dados em tempos pré-definidos, através de saída sinalizadora. Na FIG. C.2.1 mostra-se o diagrama em blocos do sistema de movimentação, e na FIG. C.2.2 apresenta-se a tela para a entrada dos dados para o programa de movimentação.

FIGURA C.2.1 - Diagrama em Blocos do Sistema de Movimentação.

FIGURA C.2.2 - Tela para a entrada dos dados.

ANEXO D ÍNDICES ESPECTRAIS COM BLOCO DE ALUMÍNIO

Com o intuito de analisar os efeitos de outros materiais que possam alterar a moderação dos nêutrons pesquisou-se o alumínio como material alternativo, para a eliminação dos nêutrons térmicos. Sabe-se que o alumínio cria uma região de vazio que afeta a moderação dos nêutrons e altera o espectro neutrônico para as regiões intermediárias (acima da térmica). Enquanto o cádmio absorve os nêutrons térmicos o alumínio impede a termalização dos nêutrons. Com este procedimento espera-se verificar os resultados de cádmio e assim observar a existência de erros sistemáticos, se houver.

Desse modo, utilizou-se um bloco de alumínio, para medir os índices espectrais $^{28}\rho$ e $^{25}\delta$, com a mesma técnica de medida apresentada neste trabalho, na presença de um vazio local. As características do bloco de alumínio são: formato cúbico com aresta de 9 cm, vazado com 36 furos (arranjo 6x6) com diâmetro de 1 cm, para permitir a passagem das varetas combustíveis. O bloco de alumínio é posicionado de modo que um dos pontos simétricos seja posicionado no centro do bloco (FIG. D.1).

FIGURA D.1 - Bloco de alumínio e suporte de acrílico para seu posicionamento no núcleo.

A varredura gama das varetas irradiadas com o bloco de alumínio mostra que a presença do bloco não perturba a distribuição de taxa de captura na posição nua. Da mesma forma que com a luva de cádmio (FIG 4.3), a perturbação é local e limitada às proximidades do bloco, como observa-se na FIG D.2.

FIGURA D.2 - Distribuição axial de taxa de captura com bloco de Alumínio.

Utilizou-se o mesmo procedimento de aquisição e análise de dados apresentados para as luvas de cádmio. Os resultados obtidos para o $^{28}\rho^*$ estão apresentados na TAB. D.1 e para o δ^* na TAB D.2.

TABELA D.1 – Contagens do ^{239}Np nos discos de pastilha e índices espectrais aferidos
(bloco_Al = 9,0 cm x 9,0 cm x 9,0 cm).

E mm	^{239}Np		Rcd	$^{28}\rho^*$
	Nua	c/Luva		
0,692	76,63	38,68	1,981	1,019
	(0,06)	(0,05)	(0,003)	(0,003)
0,855	3,1822E5	1,6090E5	1,978	1,023
	(377)	(241)	(0,004)	(0,004)
0,963	100,34	50,37	1,992	1,008
	(0,08)	(0,06)	(0,003)	(0,003)
1,095	3,8314E5	1,9441E5	1,971	1,030
	(331)	(290)	(0,003)	(0,004)
	Média		1,980	1,020
			(0,002)	(0,002)

TABELA D.2 – Contagens do ^{143}Ce nos discos de pastilha e índices espectrais aferidos
(bloco_Al = 9,0 cm x 9,0 cm x 9,0 cm).

E (mm)	^{143}Ce		Rcd	δ^*
	Nua	c/Luva		
0,692	69,06	22,88	3,018	0,495
	(0,10)	(0,05)	(0,008)	(0,002)
0,855	2,8959E5	9,6404E4	3,004	0,499
	(788)	(228)	(0,011)	(0,003)
0,963	91,34	30,08	3,037	0,491
	(0,13)	(0,07)	(0,008)	(0,002)
1,095	3,5102E5	1,1718E5	2,994	0,502
	(559)	(312)	(0,009)	(0,002)
	Média		3,014	0,497
			(0,004)	(0,001)

Observa-se dos resultados apresentados que o bloco de alumínio não cumpriu a função de remover os nêutrons térmicos adequadamente. Para reatores térmicos a relação entre as fissões nucleares que ocorrem nos átomos de urânio nas regiões epitérmicas e

rápidas não pode ser próxima de 0,5; isto significa que o bloco de alumínio não está eliminando adequadamente os nêutrons térmicos ou também está eliminando os nêutrons epitérmicos. Sendo assim, estes resultados não são utilizados na verificação da consistência dos resultados de cádmio.

ANEXO E Modelagem do reator IPEN/MB-01 com o MCNP-5

A modelagem do reator IPEN/MB-01 com o programa MCNP-5, descrita abaixo, utilizando a biblioteca de dados nucleares ENDF/B-VII.0 com modelo de espalhamento de nêutrons térmicos da ENDF/B-III para a condição de luva de cádmio de 0,55 mm de espessura e 5,0 cm de altura, posicionada de modo que seja centrada na posição de irradiação dos discos de pastilha de UO_2 em 35,6 cm. O número de histórias geradas é de 12×10^9 .

```
Reator IPEN/MB-01, Enriquecimento 4.3 % U-235, Luva de Cadmio (50x0.55
mm)
c
c arranjo 28x26 - posicao s/cd = 10.4 cm e posicao c/cd = 35.6 cm
c execucao direta 12.000.000.000 de historias - com lamina de agua
c
c vareta combustivel padrao (material densidade e geometria)
c parte inferior - alumina ----> -9.00 a 0.00 cm
10 5 1.11860e-01 -1 -8 u=2 $ alumina
20 2 -0.0001 1 -2 -8 u=2 $ gap
30 3 8.65716e-02 2 -3 -8 u=2 $ clad (SS)
c parte ativa - UO2 -----> 0.0 a 54.84 cm
40 1 6.81901e-02 -1 8 -9 u=2 $ uo2 (pastilha)
50 2 -0.0001 1 -2 8 -9 u=2 $ gap
60 3 8.65716e-02 2 -3 8 -9 u=2 $ clad (SS)
c parte superior - alumina ----> 54.84 a 60.24 cm
70 5 1.11860e-01 -1 9 -23 u=2 $ alumina
80 2 -0.0001 1 -2 9 -23 u=2 $ gap
90 3 8.65716e-02 2 -3 9 -23 u=2 $ clad (SS)
c parte superior - tubo espacador ---> 60.24 a 98.84 cm
100 0 -28 23 -24 u=2 $ vazio (interno)
110 7 8.79133e-02 28 -1 23 -24 u=2 $ tubo (SS)
120 3 8.65716e-02 2 -3 23 -24 u=2 $ clad (SS)
130 2 -0.0001 1 -2 23 -24 u=2 $ gap
c moderator
140 4 1.00104e-01 3 u=2 $ agua
c tubo guia (material densidade e geometria)
150 4 1.00104e-01 -18 -24 u=3 $ agua (interna)
160 9 8.43026e-02 18 -17 -24 u=3 $ tubo (SS)
170 4 1.00104e-01 17 u=3 $ agua (externa)
c barra de controle #1 ----> superficie 31 define insercao
180 6 5.82335e-02 -29 31 -24 u=5 $ absorvedor (AgInCd)
190 2 -0.0001 29 -2 31 -24 u=5 $ gap
200 13 8.65451e-02 2 -3 31 -24 u=5 $ clad
210 4 1.00104e-01 3 -18 -24 u=5 $ agua (interna)
220 9 8.43026e-02 18 -17 -24 u=5 $ tubo (SS)
230 4 1.00104e-01 17 u=5 $ agua (externa)
c ponteira da barra de controle #1
240 13 8.65451e-02 -3 30 -31 u=5 $ ponteira (SS)
```



```

250 4 1.00104e-01 -3 -30 u=5 $ agua
c barra de controle #2 ----> superficie 41 define insercao
260 6 5.82335e-02 -29 41 -24 u=6 $ absorvedor (AgInCd)
270 2 -0.0001 29 -2 41 -24 u=6 $ gap
280 13 8.65451e-02 2 -3 41 -24 u=6 $ clad
290 4 1.00104e-01 3 -18 -24 u=6 $ agua (interna)
300 9 8.43026e-02 18 -17 -24 u=6 $ tubo (SS)
310 4 1.00104e-01 17 u=6 $ agua (externa)
c ponteira da barra de controle #2
320 13 8.65451e-02 -3 40 -41 u=6 $ ponteira (SS)
330 4 1.00104e-01 -3 -40 u=6 $ agua
c
c celula de agua
340 4 1.00104e-01 -24 u=7 $ agua
c
c vareta combustivel especial (material densidade e geometria)
c parte inferior - alumina ----> -9.00 a 0.00 cm
350 5 1.11860e-01 -1 -8 u=1 $ alumina
360 2 -0.0001 1 -2 -8 u=1 $ gap
370 3 8.65716e-02 2 -3 -8 u=1 $ clad
c parte ativa - UO2 -----> 0.0 a 54.84 cm
380 1 6.81901e-02 -1 8 -19 u=1 $ uo2 (past/nua-ini)
381 1 6.81901e-02 -1 19 -20 u=1 $ uo2 (past/nua-fim)
382 1 6.81901e-02 -1 20 -21 u=1 $ uo2 (past/cd-ini)
383 1 6.81901e-02 -1 21 -22 u=1 $ uo2 (past/cd-fim)
384 1 6.81901e-02 -1 22 -9 u=1 $ uo2 (superior)
390 2 -.0001 1 -2 8 -9 u=1 $ gap
400 3 8.65716e-02 2 -3 8 -9 u=1 $ clad (SS)
c parte superior - alumina ----> 54.84 a 60.24 cm
410 5 1.11860e-01 -1 9 -23 u=1 $ alumina
420 2 -0.0001 1 -2 9 -23 u=1 $ gap
430 3 8.65716e-02 2 -3 9 -23 u=1 $ clad (SS)
c parte superior - tubo espacador ---> 60.24 a 98.84 cm
440 0 -28 23 -24 u=1 $ vazio (interno)
450 7 8.79133e-02 28 -1 23 -24 u=1 $ tubo (SS)
460 3 8.65716e-02 2 -3 23 -24 u=1 $ clad (SS)
470 2 -0.0001 1 -2 23 -24 u=1 $ gap
c moderador e luva de cadmio
480 4 1.00104e-01 3 -42 u=1 $ agua abaixo da luva
485 4 1.00104e-01 3 -10 42 -43 u=1 $ lamina de agua da luva
490 8 4.58475e-02 10 -11 42 -43 u=1 $ luva (cadmio)
500 4 1.00104e-01 11 42 -43 u=1 $ agua fora da luva
510 4 1.00104e-01 3 43 u=1 $ agua acima da luva
c
c Universo u=1 vareta combustivel especial
c Universo u=2 vareta combustivel padrao
c Universo u=3 tubo guia
c Universo u=5 barra de controle #1 (BC#1)
c Universo u=6 barra de controle #2 (BC#2)
c Universo u=7 moderador (agua)
c
650 0 -4 5 7 -6 u=15 lat=1 fill=-14:13 -12:13 0:0
      2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
      2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
      2 2 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 2 2 2 2 2 5 2 2 2 5 2 2 2 2
      2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
      2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 2 5 2 2 2 5 2 2 2 5 2 2
      2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
      2 2 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 2 2 2 2 2 5 2 2 2 5 2 2 2 2
      2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
      2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 2 5 2 2 2 5 2 2 2 5 2 2

```

```

2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
2 2 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 2 2 2 2 2 5 2 2 2 5 2 2 2 2 2
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
2 2 2 2 2 6 2 2 2 6 2 2 2 2 2 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 2 2
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
2 2 2 6 2 2 2 6 2 2 2 6 2 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
2 2 2 2 2 6 2 2 2 6 2 2 2 2 2 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 2 2
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
2 2 2 6 2 2 2 6 2 2 2 6 2 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
2 2 2 2 2 6 2 2 2 6 2 2 2 2 2 2 2 2 3 2 2 2 3 2 2 2 2 2
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
c limite do arranjo
660 0 -13 14 -15 16 25 -24 fill=15
c placa matriz (2.20 cm)
670 10 8.67030e-02 -34 35 -36 37 -25 32
c
c agua do tanque moderador
680 4 1.00104e-01 -12 33 -50 #660 #670 $ agua
c fora do tanque moderador
999 0 12:50:-33 $ outside of world

c definicao das superficies - dimensoes em cm
c
1 cz 0.42447 $ raio da pastilha de UO2
2 cz 0.42873 $ raio interno do clad
3 cz 0.49037 $ raio externo do clad
4 px 0.75185 $ metade do pitch
5 px -0.75185 $ metade do pitch
6 py 0.75185 $ metade do pitch
7 py -0.75185 $ metade do pitch
8 pz .0000 $ origem axial
9 pz 54.840 $ altura ativa da vareta combustivel
10 cz 0.5175 $ raio interno da luva de cadmio
11 cz 0.5725 $ raio externo da luva (e=0.55 mm)
12 cz 100.00 $ raio do tanque de moderador
13 px 20.29995 $ limite do arranjo ( 20.29995/1.5037=13.5 )
14 px -21.80365 $ limite do arranjo ( 21.80365/1.5037=14.5 )
15 py 18.79625 $ limite do arranjo ( 18.79625/1.5037=12.5 )
16 py -20.29995 $ limite do arranjo ( 20.29995/1.5037=13.5 )
17 cz 0.6000 $ raio externo do tubo guia
18 cz 0.565 $ raio interno do tubo guia
19 pz 9.90 $ pastilha nua (inicio)
20 pz 10.90 $ pastilha nua (fim)
21 pz 35.10 $ pastilha c/cd (inicio)
22 pz 36.10 $ pastilha c/cd (fim)
23 pz 60.24 $ fim da alumina superior
24 pz 98.84 $ fim do tubo espacador
25 pz -9.00 $ fim da alumina inferior
28 cz 0.365 $ raio interno do tubo espacador
29 cz 0.416 $ raio interno da vareta de controle
30 pz 30.817 $ final da ponteira da BC#1 (2/3 de 2.50 cm)
31 pz 32.487 $ insercao da barra de controle BC#1
32 pz -11.20 $ fim da placa matriz
33 pz -50.00 $ inicio do tanque do reator (parte inferior)
34 px 29.400 $ largura da placa matriz +X

```

```

35 px -29.400 $ largura da placa matriz -X
36 py 29.400 $ largura da placa matriz +Y
37 py -29.400 $ largura da placa matriz -Y
40 pz 30.817 $ final da ponteira da BC#2 (2/3 de 2.50 cm)
41 pz 32.487 $ insercao da barra de controle BC#2
42 pz 33.10 $ inicio da luva de cadmio
43 pz 38.10 $ fim da luva de cadmio
50 pz 150.00 $ fim do tanque do reator (parte superior)

c Importancia das celulas
c
imp:n 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
      1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
      1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 0

c
c Definicao dos Materiais
c ----> densidade (atom/barn.cm)
c pastilha - uo2
m1 92235.00c 9.99240e-04 92238.00c 2.1694e-02 8016.00c 4.54890e-02
    92234.00c 7.84620e-06
c vazio (gap)
m2 8016.00c 0.0001
c encamisamento da vareta combustivel - SS304 - (clad)
m3 26054.00c 3.57366e-03 26056.00c 5.40491e-02 26057.00c 1.22693e-03
    26058.00c 1.59256e-04
    24050.00c 7.61902e-04 24052.00c 1.41123e-02 24053.00c 1.56980e-03
    24054.00c 3.82755e-04
    28058.00c 5.62942e-03 28060.00c 2.09590e-03 28061.00c 8.96301e-05
    28062.00c 2.80805e-04 28064.00c 6.96915e-05
    14028.00c 6.28990e-04 14029.00c 3.07498e-05 14030.00c 1.97329e-05
    16032.00c 1.48849e-05 16033.00c 1.13926e-07 16034.00c 6.20747e-07
    16036.00c 2.78500e-09
    42092.00c 1.30932e-05 42094.00c 7.98754e-06 42095.00c 1.36022e-05
    42096.00c 1.41032e-05 42097.00c 7.99122e-06 42098.00c 1.99853e-05
    42100.00c 7.81608e-06
    25055.00c 1.46450e-03 15031.00c 4.00400e-05 6000.00c 1.12390e-04
    27059.00c 1.74020e-04
c agua
m4 1001.00c 6.67360e-02 8016.00c 3.33680e-02
mt4 lwtr.01t
c alumina - al2o3
m5 8016.00c 6.71160e-02 13027.00c 4.47440e-02
c barra de controle - AG-IN-CD
m6 47107.00c 2.31847e-02 47109.00c 2.11443e-02
    49113.00c 3.42556e-03 49115.00c 7.50941e-03
    48106.00c 3.43547e-05 48108.00c 2.40077e-05 48110.00c 3.30790e-04
    48111.00c 3.35939e-04 48112.00c 6.27647e-04 48113.00c 3.15035e-04
    48114.00c 7.34172e-04 48116.00c 1.88096e-04
    16032.00c 1.79100e-04 16033.00c 1.37080e-06 16034.00c 7.46906e-06
    16036.00c 3.35102e-08
    6000.00c 1.50520e-03 8016.00c 1.77030e-03
c tubo espacador - SS
m7 26054.00c 3.74872e-03 26056.00c 5.66967e-02 26057.00c 1.28703e-03
    26058.00c 1.67057e-04
    24050.00c 7.59839e-04 24052.00c 1.40741e-02 24053.00c 1.56555e-03
    24054.00c 3.81719e-04
    28058.00c 4.53128e-03 28060.00c 1.68705e-03 28061.00c 7.21458e-05
    28062.00c 2.26028e-04 28064.00c 5.60967e-05
    25055.00c 1.15810e-03
    14028.00c 1.03286e-03 14029.00c 5.04940e-05 14030.00c 3.24033e-05
    15031.00c 3.11240e-05 6000.00c 2.40780e-04 27059.00c 1.14500e-04

```

```

c luva de cadmio
m8 48106.00c 6.08286e-04 48108.00c 4.25082e-04 48110.00c 5.85698e-03
    48111.00c 5.94816e-03 48112.00c 1.11131e-02 48113.00c 5.57803e-03
    48114.00c 1.29993e-02 48116.00c 3.33044e-03
c tubo guia - SS
m9 26054.00c 3.44894e-03 26056.00c 5.21628e-02 26057.00c 1.18411e-03
    26058.00c 1.53698e-04
    24050.00c 7.38069e-04 24052.00c 1.36708e-02 24053.00c 1.52070e-03
    24054.00c 3.70782e-04
    28058.00c 6.27853e-03 28060.00c 2.33757e-03 28061.00c 9.99650e-05
    28062.00c 3.13183e-04 28064.00c 7.77273e-05
    25055.00c 1.15010e-03
    14028.00c 6.12655e-04 14029.00c 2.99512e-05 14030.00c 1.92205e-05
    15031.00c 4.50000e-05 6000.00c 8.89680e-05
c placa matriz - SS
m10 26054.00c 3.63630e-03 26056.00c 5.49964e-02 26057.00c 1.24843e-03
    26058.00c 1.62047e-04
    24050.00c 7.56501e-04 24052.00c 1.40122e-02 24053.00c 1.55868e-03
    24054.00c 3.80042e-04
    28058.00c 5.28566e-03 28060.00c 1.96791e-03 28061.00c 8.41568e-05
    28062.00c 2.63658e-04 28064.00c 6.54358e-05
    14028.00c 8.01962e-04 14029.00c 3.92060e-05 14030.00c 2.51595e-05
    16032.00c 4.25282e-06 16033.00c 3.25504e-08 16034.00c 1.77356e-07
    16036.00c 7.95715e-10
    42092.00c 4.62114e-06 42094.00c 2.81913e-06 42095.00c 4.80079e-06
    42096.00c 4.97759e-06 42097.00c 2.82043e-06 42098.00c 7.05364e-06
    42100.00c 2.75861e-06
    25055.00c 1.25030e-03 15031.00c 5.54400e-05 6000.00c 7.94260e-05
c U-238
m11 92238.00c 1.0
c U-235
m12 92235.00c 1.0
c encamisamento das barras de controle e de seguranca - SS304
m13 26054.00c 3.50278e-03 26056.00c 5.29770e-02 26057.00c 1.20259e-03
    26058.00c 1.56097e-04
    24050.00c 7.62733e-04 24052.00c 1.41277e-02 24053.00c 1.57152e-03
    24054.00c 3.83172e-04
    28058.00c 6.54682e-03 28060.00c 2.43746e-03 28061.00c 1.04236e-04
    28062.00c 3.26566e-04 28064.00c 8.10488e-05
    14028.00c 7.07614e-04 14029.00c 3.45935e-05 14030.00c 2.21996e-05
    16032.00c 4.25282e-06 16033.00c 3.25504e-08 16034.00c 1.77356e-07
    16036.00c 7.95715e-10
    42092.00c 2.31057e-06 42094.00c 1.40957e-06 42095.00c 2.40040e-06
    42096.00c 2.48879e-06 42097.00c 1.41022e-06 42098.00c 3.52682e-06
    42100.00c 1.37931e-06
    29063.00c 9.43728e-05 29065.00c 4.07687e-05
    50112.00c 3.30769e-08 50114.00c 2.17761e-08 50115.00c 1.12914e-08
    50116.00c 4.78714e-07 50117.00c 2.50690e-07 50118.00c 7.83891e-07
    50119.00c 2.75677e-07 50120.00c 1.03719e-06 50122.00c 1.44933e-07
    50124.00c 1.78316e-07
    15031.00c 4.15796e-05 6000.00c 8.33972e-05 27059.00c 1.37594e-04
    25055.00c 1.18080e-03
c controle de execucao
rand gen=2 seed=19073486328125
kcode 10000000 1.02 50 1200 20000000 0
c pontos para inicializacao das fissoes (x,y,z)
ksrc 0.0 0.0 25.0
c
c definicao de tally
f4:n 381
fm4:n 1.0 11 102

```

```
sd4 0.566116
f24:n 381
fm24:n 1.0 11 -6
sd24 0.566116
f34:n 381
fm34:n 1.0 12 -6
sd34 0.566116
f44:n 383
fm44:n 1.0 11 102
sd44 0.566116
f54:n 383
fm54:n 1.0 11 -6
sd54 0.566116
f64:n 383
fm64:n 1.0 12 -6
sd64 0.566116
prdmp 3j 4
print
```

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. SANTOS, A.; PASQUALETO, H.; FANARO, L.C.C.B.; FUGA, R. and JEREZ, R. "The Inversion Point of the Isothermal Reactivity Coefficient of the IPEN/MB-01 Reactor – 1: Experimental Procedure". *Nucl. Sci. Eng.*, **133**, 314-326 (1999).
2. SANTOS, A.; FUGA, R. and JEREZ, R. "A Proposal for Benchmarking ^{235}U Nuclear Data". *Nucl. Sci. Eng.*, **137**, 52-69 (2001).
3. VAN DER MARCK, S.C.; KLEIN, R.M. and HOGENBIRK, A. "Benchmark Results for Delayed Neutron Data". International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, ND-2004, September 26 – October 1, 2004, Santa Fe, New Mexico, USA.
4. SANTOS A.; FANARO, L.C.C.B.; ANDRADE E SILVA, G.S.; JEREZ, R.; ABE, A.Y. and FUGA, R. "Critical Loading Configurations of the IPEN/MB-01 Reactor". J. Blair Briggs (Ed.). International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC(95)/03/I, Nuclear Energy Agency, Paris (September 2004 Edition).
5. DINIZ, R. and SANTOS, A. "Experimental Determination of the Decay Constants and Abundances of Delayed Neutrons by Means of Reactor Noise Analysis". *Nucl. Sci. Eng.*, **152**, 125 (2006).
6. SANTOS, A.; ANDRADE E SILVA, G.S.; MENDONÇA, A.G.; ABE, A.Y. and FUGA, R. "The Inversion Point of the Isothermal Reactivity Coefficient of the IPEN/MB-01 Reactor – 2: Theoretical Procedure". *Nucl. Sci. Eng.*, **151**, 237-251 (2005).
7. HARDY Jr, J. and KAHLER, A.C. "Analysis of Benchmark Critical Experiments with ENDF/B-VI Data Sets", Proc. Int. Topl. Mtg. Advances in Mathematics, Computation and Reactor Physics, Pittsburgh, Pennsylvania, April 28-May 2 (1991).
8. STRAWBRIDGE, L.E. and BARRY, R.F. "Criticality Calculations for Uniform Water-Moderated lattices". *Nucl. Sci. Eng.*, **23**, 58-73 (1965).
9. HELLSTRAND, E. "Measurement of Resonance Integrals" Reactor Physics in the Resonance and Thermal Range, Proc of the National Meeting of the American Nuclear Society, San Diego, February 7-9, (1966).
10. OBLOZINSKY, O. and HERMAN M., "Special Issue on Evaluated Nuclear Data File ENDF/B-VII.0", Nuclear Data Sheets, 107, number 12, (2006).
11. LEMMEL, H.D. and SCHWERER, O. "JEF2.2. The Evaluated Neutron Nuclear Data Library of NEA Data Bank", IAEA-NDS-120, Ver.3, International Atomic Energy Agency (1993).

12. SHIBATA, K. et al., "Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL3.3", *J. Nucl. Sci. Technol.* **39**, 1125, 2002.
13. GARBER, D. "ENDF/B-IV Summary Documentation Report" BNL17541, (ENDF-201, 2^a ed.), October 1975.
14. "ENDF/B-VI Summary Documentation", BNL-NCS-17451 (ENDF-201), 4th ed. (ENDF/B-VI), P.F.Rose, Ed., National Nuclear Data Center, Brookhaven National Laboratory, Release-8 (2000).
15. REICH, C. W. and MOORE, "Multilevel Formula for the Fission Process", *Phys. Rev.* **111**, 929, 1968.
16. MacFARLANE, R. E. and MUIR, D. W. "NJOY Code System for Producing Pointwise and Multigroup Neutron and Photon Cross Section from ENDF/B Data", LA-12740-M, Los Alamos National Laboratory, 1994.
17. KOPPEL, J.U. and HOUSTON, D.H. "Reference Manual for ENDF Thermal Neutron Scattering Data", GA-8774, General Atomics, 1978.
18. X-5 MONTE CARLO TEAM. "MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5", LA-UR-03-1987, April 2003.
19. RHOADES, W.A. and SIMPSON, D.B. "The TORT Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code", ORNL/TM-13221, 1991.
20. BITELLI U. D'U. "Medida de Parâmetros Integrais no Reator IPEN/MB-01," Tese de Doutorado – IPEN, (2001).
21. SHER, R. and FIARMAN, S. "Studies of Thermal Reactor Benchmark Data Interpretation: Experimental Corrections," Stanford: Stanford University (1976).
22. HARDY Jr., J. and KLEIN, D. "Spatial Variation of the Fast Neutron Flux in Cells of Slightly ²³⁵U-Enriched-Uranium Water-Moderated Lattices". *Nucl. Sci. Eng.*, **26**, 462-471, 1966.
23. HARDY Jr., J., KLEIN, D. and VOLPE, J.J. "A Study of Physics Parameters in Several Water-Moderated Lattices of Slightly Enriched and Natural Uranium". *Nucl. Sci. Eng.*, **40**, 101-115, 1970.
24. HARDY Jr., J. "ENDF/B Data Testing results for Thermal Reactor Benchmark". Thermal Reactor Benchmark Calculation, Techniques, Results and Applications. BNO-NP-1983.
25. VAN DER MARCK, S.C. and HOGENBIRK, A. "Criticality Benchmark Results – The New Releases JEFF3.0, ENDF/B-VI.8 and JENDL-3.3". NEA Working Document. <http://www.nea.fr/dbdata/projects/jeffd.html>. JEFDOC-955, April 2003.
26. MOXON, M. and SOWERBY, M. "Summary of the Work of the NEANDC Task force on U-238". NEA-OECD Report (1994).

27. HOGENBIRK, A. and VAN DER MARCK, S.C “Comparative Validation Results of JEFF3.T2, JEF2.2, ENDF/B-VI.6 and JENDL-3.2. Validation for Criticality Analyses”. NEA Working Document. <http://www.nea.fr/dbdata/projects/jeffd.html>. JEFDOC-862.
28. KAHLER, A.C. “Monte Carlo Eigenvalue Calculations with ENDF/B-VI.8, JEFF3.0 and JENDL3.3 Cross- Sections for a Selection of International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project Handbook Benchmarks” *Nucl. Sci. and Eng.* **145**, 213-334 (2003).
29. WEINMAN, J. “ Personal Communication” ueval website: <http://www.nea.fr/lists/ueval.html>.
30. COURCELLE, A.; CHABERT, C.; LITAIZE, O.; ROQUE, B.; SANTAMARINA, A. and SEROT, O. “Experimental Validation of Main Fission Product and Actinide Nuclear Data. Improvements for JEFF”. PHYSOR-2002 International Topical Advances in Reactor Physics and Mathematics and Computation, Seoul, Korea, October 7-10 (2002).
31. COURCELLE, A. “Nuclear Data for Improved LEU-LWR Reactivity Predictions”. Nuclear Energy Agency, Organization for Economic Co-Operation and Development, NEA/WPEC-22, (2007).
32. BITELLI, U. D’U.; SANTOS, A.; JEREZ, R.; FANARO, L.C.C.B. and CACURI, R.R. “The Experimental Determination of the Spectral Indices R-28 and D-25 Inside of the Fuel Pellet of the IPEN/MB-01 Reactor”. International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, Santa Fe, NM, USA, Sept. 28-Oct 1 (2004).
33. HURIA, H.C., Communication to ueval website: <http://www.nea.fr/lists/ueval.html>.
34. COURCELLE, A. and SANTAMARINA, A. “Analysis of the Hellstrand Experimental Correlations”. JEFDOC-953 (April 2003).
35. HANLON, D. and DEAN, C. Communication to ueval website: <http://www.nea.fr/lists/ueval.html>.
36. HELLSTRAND, E. “Measurement of the Effective Resonance Integral in Uranium Metal and Oxide”, *Journal of Applied Physics* **28**, 12, 1493 (1957).
37. MOUNIER, C. “Nuclear Data Adjustment Using Spent Fuel Analysis: Feedback to the JEFDOC-751 (1998).
38. BOTH, J.P.; MAZZOLO, A.; PETIT, O.; PENELIAU, Y. and ROESSLINGER, B. “User Manual for Version 4.3 of the TRIPOLI-4 Monte Carlo Method Particle Transport Computer Code”. CEA-Report : CEA-R-6044, DTI, CEA, Saclay, France, 2003.
39. DERRIEN, H.; COURCELLE, A.; LEAL, L.C.; LARSON, N. and SANTAMARINA A. “Evaluation of ^{238}U Resonance from 0 to 20 keV”. International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, (2005).

40. BITELLI, U. D'U. and SANTOS A. "The Spectral Indices of the IPEN/MB-01 Reactor: Measurements and Calculations". Physor 2002 International Topical Advances in Reactor Physics and Mathematics and Computation, Seoul, Korea, October 7-10 (2002).
41. COURCELLE, A. "Status Report of the WPEC/Subgroup-22". WPEC/Subgroup-22, April 2005. ueval website: www.nea.fr/list/ueval.
42. EGEAZROV, M.B.; DICAREV, V .S.; MADEOV, V .G. Conference of the Academy of Science of the URSS, 1955.
43. KOUTS. H. and SHER, R. "Exponential Experiments with Slightly Enriched Uranium Rods in Ordinary Water". Proceedings of the International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, session 21., Vol. 5, Geneva, 1955.
44. DAVISON, P.W.; GROB, V.E.; HANLEN, D.F.; LEAMER, R.D.; RITZ, H. and SANTANDREA, E. "Two-Region Critical Experiments With Water Moderated Slightly Enriched UO₂ Lattices". Pittsburgh, Pennsylvania: United States Atomic Energy Commission, 1959.
45. DAVISON, P.W.; JENNINGS, B.; BERG, S.S.; LEAMER, R.D.; BERGMANN, W.H.; HOWARD, J.E. and HANLEN, D.F. "Yankee Critical Experiments - Measurements on Lattices of Stainless Steel Clad Slightly Enriched Uranium Dioxide Fuel Rods in Light Water". Pittsburgh, Pennsylvania, United States Atomic Energy Commission, 1959.
46. KLEIN, D.; KRANZ, A.Z.; SMITH, G.G.; BAER, W. and De JUREN, J. "Measurements of Thermal Utilization, Resonance Escape Probability, and Fast Effect in Water - Moderated, Slightly Enriched Uranium and Uranium Oxide Lattices". *Nuclear Science and Engineering*, **3**, 403-427 (1958).
47. KRANZ, A.Z. "Measurements of Thermal Utilization, Resonance Escape Probability, and Fast Fission Factor of Water Moderated Slightly Enriched Uranium Lattices". Pittsburgh, Pennsylvania, United States Atomic Energy Commission, 1955.
48. KRANZ, A.Z. and SMITH, G.G. "A Second Report on Measurements of f , p , and ϵ of Water Moderated Slightly Enriched Uranium Lattices". Washington, D. C., United States Atomic Energy Commission, 1956.
49. KOUTS. H. and SHER, R. "Experimental Studies of Slightly Enriched Uranium Water Moderated Lattices", {BNL-486), 1958.
50. BROWN, J.R.; HARRIS, D.R.; FRANTZ, F.S.; VOLPE, J.J.; ANDREWS, J.C. and NOORDHOFF, B.H. "Kinetic and Bucling Measurements on Lattices of Slightly Enriched Uranium or UO₂ Rods in Light Water". Pittsburgh, Pennsylvania, United States Atomic Energy Commission, 1958.

51. ENGELDER, T.C.; CLARK, R.H.; BALDWIN, M.N.; De ROCHE, E.J.; FAIRBURN, G.T. and HALLAM, J.W. "Measurement and Analysis of Uniform Lattices of Slightly Enriched UO₂ Moderated by D₂O-H₂O Mixtures". In: SPECTRAL SHIFT CONTROL REACTOR BASIC PHYSICS PROGRAM. Linchburg - Virginia, The Babcock & Wilcox Co., 1963.
52. ENGELDER, T.C.; SNIDOW, N.L.; CLARK, R.H.; BARKSDALE, C.E.; LEWIS, R.H. and BALDWIN, M.N. "Critical Experiments on Lattices Moderated By D₂O-H₂O Mixtures". In: SPECTRAL SHIFT CONTROL REACTOR BASIC PHYSICS PROGRAM, Linchburg -Virginia, The Babcock & Wilcox Co., 1961.
53. ENGELDER, T.C.; SNIDOW, N.L.; ROBERTS, D.M. and FAIRBURN, G.T. "Measurement of k_{eff} and Other Lattice Parameters by the Small Lattice Experiment Technique". In: SPECTRAL SHIFT CONTROL REACTOR BASIC PHYSICS PROGRAM. Linchburg - Virginia, The Babcock & Wilcox Co., 1963.
54. ERTEL, Ç.; YALÇIN, A. and INEL, Y. " An Accurate Determination of the Cadmium Ratio of Neutron Capture Rates in ²³⁸U in Slightly Enriched Uranium". *Nuclear Science and Engineering*, **36**, 209-219 (1969).
55. . GROB, V.E.; SANTANDREA, E. and RITZ, HILMAR. "Measurements of Parameters Leading to ρ^{28} , f, and ϵ in Light Water Moderated 4,48% and 2,73% Enriched Lattices". *Nuclear Science and Engineering*, **7**, 514-524 (1960).
56. LEWIS, R.H.; ENGELDER, T .C.; ROBERTS, M.D. and WEHMEYER, D.B. "Thermal Activation Method for ρ^{28} Measurements in Slightly Enriched Uranium Oxide Lattices". Linchburg - Virginia, The Babcock & Wilcox Co., 1963.
57. BÁRDOS, J.; BECKER, R.; DABROWSKI, C.; GÁCSI, L.; GADÓ, J.; JÓZEFOWICZ, E.T.; KRAVCHENKO, I.I.; KRINIZS, K.; STANOLOV, A.; SZATMÁRY, Z.; TURI, L. and VIDOVSKY, I. "Experimental Investigations of the Physical Properties of WWER- Type Uranium-Water Lattices". In: FINAL REPORT OF TEMPORARY INTERNATIONAL COLLECTIVE. Budapest, Akadémiai Kiadó, VOLUME 1, 1985.
58. "Cross Section Evaluation Working Group Benchmark Specification", ENDF-202 (BNL-19302), Brookhaven National Laboratory.
59. MELEHAN, J.B. "Yankee Core Evaluation Program -Final Report". (WCAP-3027-6094), Westinghouse Electric Co., 1971.
60. BROWN, W.A.V.; FOX, W.N.; SKILLINGS, D.J.; GEORGE, C.F. and BURHOLT, G.D. "Measurements of Material Buckling and Detailed Reaction Series of Low Enrichment UO₂ Fuelled Cores Moderated By Light Water". Dorchester, United Kingdom Atomic Energy Authority, 1967.
61. CHOU, H.P. "Absolute Fission Rate Measurements in the Fast Breeder Blanket Facility". Purdue University Thesis, May, 1981.

62. GOLD, R.; ROBERTS, J.H.; KELLOGG, L.S.; MATSUMOTO, W.Y.; McELROY, W.N.; PRESTON, C.C.; SIMONS, R.L. and BIERMAN, S.R. "Reaction Rate Measurements for Nuclear Reactor Analyses and Criticality Data". *Nuclear Tracks Radiation Measurement*, **14**, 387-408 (1988).
63. GREENWOOD, R.C.; HELMER, R.G.; ROGERS, J.W.; DUDEY, N.D.; POPEK, R.J.; KELLOGG, L.S. and ZIMMER, W.H. "Nonfission Reaction Rate Measurements". *Nuclear Technology*, **25**, (1975).
64. GRUNDL, J.A.; GILLIAM, D.M.; DUDEY, N.D. and POPEK, R.J. "Measurement of Absolute Fission Rates". *Nuclear Technology*, **25** (Feb. 1975).
65. SMITH, G.G.; SEMANS, J. P. and MITCHELL, J.A. "²³³U Oxide-Thorium Oxide Detailed Cell Critical Experiments". Pittsburg, PA., Westinghouse Electric Corporation, 1974.
66. VITAL, H.C.; CLIKERMAN, F.M. and OTT, K.O. "Fission Rates and High-Energy Neutron Fluxes in the Purdue Fast Breeder Blanket Facility". *Nuclear Science and Engineering*, **96**, 102-111 (1987).
67. DIERKX, R. "Nuclear Data for Nuclear Technology & Safety Development". In: INTERREGIONAL TRAINING COURSE ON APPLICATIONS OF NUCLEAR DATA AND MEASUREMENT TECHNIQUES IN NUCLEAR REACTOR AND PERSONAL NEUTRON DOSIMETRY. Obninsk: Institute of Physics and Power Engineering, 15 June-10 July, 1992.
68. NAKAJIMA, K. and AKAI, M. "Modified Conversion Ratio Measurement in Light Water- Moderated UO₂ Lattices". *Nuclear Technology*, **113**, 375-379 (1995).
69. NAKAJIMA, K.; AKAI, M. and SUZAKI, T. "Measurements of the Modified Conversion Ratio by Gamma-Ray Spectrometry of Fuel Rods for Water-Moderated UO₂ Cores". *Nuclear Science and Engineering*, **116**, 138-146 (1994).
70. NAKAJIMA, K.; AKAI, M.; YAMAMOTO, T. and SUZAKI, T. "Measurements and Analyses of the Ratio of ²³⁸U Captures to ²³⁵U Fission in Low-Enriched UO₂ Tight Lattices". *Journal of Nuclear Science and Technology*, **31**, 1160-1170 (1994).
71. OHNO, A. "Measurement of Capture to Fission Ratio (*C8IF*) by Spectroscopy of Fuel Plate in FCA Assembly XVII-F". (JAERI-M 93-181), Sep., 1993.
72. SEKI, M. "Measurement of Radiation Ratio (*C28/F*) in Fuel Compact at VHTRC-6 Core". (JAERI-M 93-181), Sep. 1993.
73. ALVAREZ, C.; BARDOS, J.; BECKER, R.; GÁCSI, L.; GADÓ, J.; KRAVCHENKO, I.I.; SZATMÁRY, Z. and VIDOFSKY, I. "Experimental Investigations of the Physical Properties of WWER-Type Uranium-Water Lattices". In: FINAL REPORT OF TEMPORARY INTERNATIONAL COLLECTIVE -VOLUME 3. Budapest, Akadémiai Kiadó, 1991.

74. YUDKEVICH, M.S.; BECKER, R.; GADO, J; KERESZTURI, A. and PSHENIN, V. "Theoretical Investigations of the Physical Properties of WWER-TYPE Uranium-Water Lattices". Final Report of Temporary International Collective. Budapest: Akadémiai Kiadó, Volume 2, 1994.
75. SEILER, R. "Integral Neutron Physics Experiments at the PROTEUS Research Facility: Past, Present and Future". Proc. Research Facilities for the Future of Nuclear Energy, Brussels, June 4-6, 1996.
76. CHAWLA, R. "Measurements and Analyses Pertaining to the PROTEUS-LWHCR Phase I (1981-1982)". Program. EIR-608, Swiss Federal Institute for Reactor Research, 1986.
77. CHAWLA, R. and GMOR, K. "Physics Experiments and Their Interpretation". EIR-Berich 608, 1986.
78. GMÜR, K. "Techniques of Reaction Rate Measurements on the PROTEUS Reactor". Würenlingen: Institut für Reaktorforschung Würenlingen, 1984.
79. MACFARLANE, R.E. "Testing New Actinide Cross Sections Proposed for ENDF/B-VII". Proceedings of International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, Santa Fe, NM, USA, Sept.28-Oct 1 (2004).
80. VAN DER MARK, S. "Criticality Safety Benchmark Calculations with MCNP-4C3 using JEFF3.1 Nuclear Data". JEFDOC-1107 (2005).
81. SUBLET, J-Ch.; JOUANNE, C.; PENELIAU, Y. and HUGOT, F-X. "TRIPOLI-4.4-JEFF3.1 & ENDF/B-VII b1 with the ICSBEP Criticality Models". JEFDOC-1112 (2005).
82. RAHMAN M.; MANDAL, M.A.W.; ALAM, B. and TAKANO, H. "Validation Study of the Cell Code WIMS-D and a 69 Group Library Based on JENDL-3.2". Annals of Nuclear Energy, **31**, 1357-1383, (2004).
83. LAMARSH, J .R. "Introduction to Nuclear Reactor Theory". Reading -Massachusetts, 1966.
84. PROFIO, A.E. "Reaction Experiments". In: Experimental Reactor Physics. New York, Wiley, 1976.
85. Origin Lab. Corporation, "Data Analyses and Technical Graphics. ORIGIN-6.1".
86. BEVINGTON P. "Data Reduction and Error Analysis for the Physical Sciences". McGraw Hill, 3th Edition (2003).
87. Numerical Recipes -2nd Edition -Cambridge University Press (1992).
88. REUS, U. and WESTMEIER, W. "Atomic Data and Nuclear Data Tables". Marburg, Academic Press, 1983.

89. ZUP, W. L. "Treatment of Measurement Uncertainties". NETHERLANDS ENERGY RESEARCH FOUNDATION ECN, January, 1987.
90. WILSON, W.B. "Recent Development of CINDER'90 Transmutation Code and Data Library for Actinides Transmutation Studies", in GLOBAL'95 International Conference, Versailles, France (1995_).
91. BERNNAT, W.; KEINERT, J. and MATTES, M. "Scattering Laws and cross Sections for Moderators and Structure Materials for Calculation of Production and Transport of Cold and Ultracold Neutrons". Journal of Nuclear Science and Energy, **Supplement 2**, 124-127 (August, 2002).
92. VAN DER MARK, S. C. and HOGENBIRK A. "Criticality Results for Many Benchmark Cases – The Releases JEFF-3.0, ENDF/B-VII-prelim, and BRC". JEFDOC-974, 2003.
93. MOSTELLER, R. D. "ENDF/B-VII.0, ENDF/B-VI, JEFF-3.1 and JENDL-3.3 Results for MCNP Criticality Validation Suite and Other Criticality Benchmarks". International Conference on the Physics of Reactors "Nuclear Power: A Sustainable Resource", Switzerland, September, 14-19, 2008.
94. SANTOS A.; JEREZ, R.; BITELLI, U. d'U.; FANARO, L. C. C. B.; ANDRADEe SILVA, G. S.; KURAMOTO, R.; MENDONÇA, A. G.; FUGA, R.; ABE, A. Y. and VAGLIO-GAUDARD, C. "Heavy Reflector Experiment in the IPEN/MB-01 Reactor". International Conference on the Physics of Reactors "Nuclear Power: A Sustainable Resource", Switzerland, September, 14-19, 2008.