INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES

Autarquia associada à Universidade de São Paulo

**MEDIDA DO BUCKLING E DA PROBABILIDADE DE FUGA DE NÊUTRONS DO
NÚCLEO DO REATOR IPEN/MB-01**

RAFAEL TURRINI PURGATO

**Dissertação apresentada como
parte dos requisitos para a
obtenção do título de Mestre em
Ciências na Área de Tecnologia
Nuclear – Reatores.**

**Orientador:
Prof. Dr. Ulysses d’Utra Bitelli**

**Versão Corrigida
Versão Original disponível no IPEN**

SÃO PAULO

2014

*Dedico a minha amada esposa Suéllen,
pelo amor incondicional, companheirismo
e apoio em todos os momentos de nossa vida.*

*Aos meus filhos Victor e Giovanna,
pela alegria, pelo amor e
por serem as maiores riquezas de minha vida.*

*Aos meus pais José e Rosângela,
responsáveis por eu existir,
pelo carinho e apoio em todas as decisões
e desafios de minha vida.*

*Aos meus irmãos, avós, tios e tias,
presentes e em memória,
pelo carinho e admiração, propulsores de minhas conquistas.*

Aos amigos e a todos que torcem por mim.

AGRADECIMENTOS

Ao Dr. Ulysses d'Utra Bitelli, pelo companheirismo, ensinamentos, conselhos, paciência e, sobretudo por sua orientação competente e fundamental para o desenvolvimento e conclusão deste trabalho.

Aos meus colegas de mestrado, Vitor Ottoni Aredes, Alexandre F. Póvoa da Silva, Diogo Feliciano dos Santos, pela amizade, companheirismo, parceria e estimáveis contribuições ao trabalho.

Ao Sr. Rogério Jerez, pelo acompanhamento da operação do reator, montagem dos arranjos experimentais e obtenção das medidas.

Ao Sr. Cesar Luiz Veneziani, operador do reator, pelos desenhos representativos do núcleo do reator IPEN/MB-01.

Aos Drs. Tufic Madi Filho e Luis Antonio Albiac Terremoto pelas contribuições e aprimoramentos dados ao trabalho.

Ao Dr. Odair Lelis Gonzalez, do Instituto de Estudos Avançados pelas excelentes contribuições e correções ao trabalho.

A Dra. Ana Cecilia Lima pelas contribuições para o fechamento deste trabalho.

A Secretaria Estadual de Educação do Estado de São Paulo, por ter me concedido a Bolsa Mestrado e com isso facilitado minha manutenção e conclusão do trabalho.

A todos os professores das diferentes disciplinas por compartilharem seu conhecimento e permitir meu aprofundamento teórico e experimental.

Ao IPEN por ter me possibilitado realizar um curso de qualidade com profissionais de alto nível e em instalações tecnológicas imprescindíveis para o desenvolvimento da ciência em nosso país.

Aos meus colegas professores da E. E. Diógenes Duarte Paes, pelo incentivo, motivação, companheirismo e apoio nos meus planos e minhas ações.

“Ninguém ignora tudo. Ninguém sabe tudo.

Todos nós sabemos alguma coisa.

Todos nós ignoramos alguma coisa.

Por isso aprendemos sempre”.

Paulo Freire

MEDIDA DO BUCKLING E DA PROBABILIDADE DE FUGA DE NÊUTRONS DO NÚCLEO DO REATOR IPEN/MB-01

Rafael Turrini Purgato

Um dos parâmetros fundamentais da física de reatores é a curvatura do fluxo de nêutrons (*Buckling*) do núcleo do reator. Ele está relacionado com outros parâmetros importantes, tais como as taxas de reação, potencia de operação, queima de combustível, entre outros. Num reator crítico, o *Buckling* depende das características geométricas e de material do núcleo do reator.

Este trabalho apresenta os resultados do Buckling experimental para o reator nuclear IPEN/MB-01 em sua configuração cilíndrica com 28 barras de combustível ao longo de seu diâmetro. O IPEN/MB-01 é um reator de potência zero projetado para operar em uma potência máxima nominal de 100 watts. É uma instalação nuclear versátil que permite a simulação de todas as características de um grande reator nuclear e ideal para este tipo de medição.

Foi realizado um mapeamento do fluxo de nêutrons no interior do reator e, assim, determinado o Buckling total da configuração cilíndrica. O reator foi operado durante uma hora para cada experimento. Em seguida, a taxa de reação nuclear das varetas de combustível foram medidas por espectrometria gama em um detector de germânio hiper-puro (HPGe) que escaneou as varetas axial e radialmente. Foram analisados os fótons gama do ^{239}Np (276,6 keV), gerado a partir da captura de nêutrons epitérmicos e rápidos, e do ^{143}Ce (293,3 keV), gerado por fissão em ambos ^{238}U e ^{235}U , respectivamente. Foram analisadas as direções axial e radial. Outras medições foram realizadas com fios e folhas de ouro nas direções radial e axial do núcleo do reator. O Buckling total obtido a partir da média ponderada dos três métodos medidos é de **$96,55 \pm 7,47 \text{ m}^{-2}$** .

Os objetivo dos valores experimentais obtidos é obter um conjunto de dados experimentais que permitam uma comparação direta com valores calculados pelos códigos de Física de Reatores CITATION e MCNP.

DETERMINATION OF BUCKLING AND PROBABILITY OF LEAKAGE OF NEUTRON IN THE IPEN/MB-01 REACTOR IN CYLINDRICAL CONFIGURATION

Rafael Turrini Purgato

ABSTRACT

One of the key parameters in reactor physics is the Buckling of a reactor core. It is related to important parameters such as reaction rates, nuclear power operation, fuel burning, among others. In a critical reactor, the Buckling depends on the geometric and material characteristics of the reactor core.

This work presents the results of experimental Buckling in the reactor IPEN/MB-01 nuclear reactor in its cylindrical configuration with 28 fuel rods along its diameter. The IPEN/MB-01 is a zero power reactor designed to operate at a maximum power of 100 watts, it is a versatile nuclear facility which allows the simulation of all the characteristics of a large nuclear power reactor and ideal for this type of measurement.

We conducted a mapping of neutron flux inside the reactor and thereby determined the total Buckling of the cylindrical configuration. The reactor was operated for one hour. Then, the activity of the fuel rods was measured by gamma spectrometry on a rod scanner HPGe detector. We analyzed the gamma photons of the ^{239}Np (276,6 keV) for neutron capture (n, γ) and the ^{143}Ce (293,3 keV) for fission (n,f) on both ^{238}U and ^{235}U , respectively. We analyzed the axial and radial directions. Other measurements were performed using wires and gold foils in the radial and axial directions of the reactor core.

The Buckling Total obtained from the three methods by weighted mean is

$$96,55 \pm 7,47 \text{ m}^{-2}.$$

The goal is to obtain experimental values of a set of experimental data to allow one direct comparison with values calculated by the codes used in reactor physics CITATION and MCNP.

SUMÁRIO

1	Introdução	09
1.1	Objetivo	10
1.2	Metodologia	10
1.3	Roteiro	11
2	Fundamentos Teóricos	12
2.1	Técnica de Análise por Ativação	12
2.2	Taxa de Reação Nuclear	12
2.3	<i>Buckling</i> de um Reator Nuclear	17
3	Materiais e Métodos	23
3.1	O reator nuclear IPEN/MB-01	23
3.2	Componentes irradiados para a obtenção de dados experimentais	28
3.2.1	Varetas combustível	28
3.2.2	Fios e folhas de ouro	30
3.3	Tratamento de dados e sistema de detecção	31
3.4	Incerteza associada ao cálculo do <i>Buckling</i>	34
4	Resultados e discussões	35
4.1	Medidas obtidas para vareta combustível	35
4.1.1	Direção radial Leste – Oeste	35
4.1.2	Direção radial Norte – Sul	42
4.1.3	Direção axial	49
4.1.4	<i>Buckling</i> das varetas combustível	56
4.2	Medidas obtidas para os fios de ouro	57
4.2.1	Direção radial ao longo do núcleo do reator	59
4.2.2	Direção Axial ao longo do núcleo do reator	66
4.2.3	<i>Buckling</i> obtido para os fios de ouro irradiados	72
4.3	Medidas obtidas para as folhas de ouro	73
4.4	<i>Buckling</i> total do reator IPEN/MB-01 para a configuração cilíndrica de 28 varetas ao longo do diâmetro do núcleo.	74
4.5	Determinação da probabilidade de fuga de nêutrons	75
5	Conclusões do trabalho	77
	APÊNDICE A – Dados obtidos na espectrometria das varetas combustível	79

APÊNDICE B – Dados obtidos na espectrometria dos fios de ouro	87
APÊNDICE C – Dados obtidos na espectrometria das folhas de ouro	91
APÊNDICE D - Obtenção da função de Bessel para o ajuste da curvatura do fluxo de nêutrons	97
APÊNDICE E – O ensino do tema energia nuclear no ensino médio	98
ANEXO A – O Reator Nuclear IPEN/MB-01	110
ANEXO B – Propagação de erros	119
ANEXO C – Buckling para diversas configurações de núcleo	122
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	123

1. Introdução

A segurança de Reatores Nucleares tem despertado grande atenção na atualidade, sobretudo após o acidente ocorrido nas usinas de Fukushima no Japão, em março de 2011. Mesmo com as notícias adversas à utilização de reatores nucleares para geração de eletricidade, estudos indicam que até 2030, mesmo numa perspectiva de baixo crescimento, haverá um acréscimo mínimo mundial de 8% na geração de energia elétrica a partir de usinas nucleares, podendo, entretanto, chegar ao dobro da capacidade atual em um cenário de alto crescimento, ou seja, 489 novos reatores¹ no mundo. No Brasil, em 2010, foram iniciadas as obras de Angra 3 e a previsão é de início de operação em maio de 2018².

Uma das justificativas para esse acréscimo mundial está na necessidade de maior geração de energia elétrica, na grande capacidade energética das fontes nucleares e, concomitante, na redução da emissão de gases geradores do efeito estufa na atmosfera³.

Nesse sentido, entendemos que estudar parâmetros nucleares que possam aperfeiçoar o entendimento e funcionamento de reatores, bem como compartilhar essas informações e trabalhar com essa temática na educação básica, são fundamentais para uma boa utilização dos reatores, para a formação de corpo técnico qualificado e para a formação da consciência crítica da sociedade.

Os primeiros experimentos na área de Física de Reatores, tinham o objetivo de obter dados empíricos, que pudessem ser inseridos em modelos teóricos que possibilitassem a obtenção de alguns parâmetros fundamentais para o projeto de um reator nuclear. Com o passar dos anos e o desenvolvimento de novas metodologias de cálculo, aliada a maior precisão de dados nucleares, as medidas experimentais passaram a ser de fundamental importância na validação dessas metodologias, bem como no teste de diversas bibliotecas de dados nucleares. No entanto, os experimentos têm que ser altamente precisos para poderem servir de padrões de comparação internacional (“benchmarks”). Neste contexto, as medidas têm que ser cuidadosamente planejadas a fim de se obter parâmetros nucleares de

interesse à Física de Reatores cada vez mais precisos. A utilização da técnica de análise por ativação permite obter muitos parâmetros de interesse da Física de Reatores⁴, sendo umas das técnicas experimentais mais utilizadas na espectrometria e medida da distribuição espacial do fluxo de nêutrons num reator nuclear.

1.1 Objetivo

O presente trabalho visa obter valores experimentais da curvatura do fluxo de nêutrons nas direções axiais, radial norte-sul e radial Leste-Oeste, dentro da região assintótica do núcleo do reator, na sua configuração de núcleo cilíndrica, longe das perturbações causadas por refletor e barra de controle. Com isso, pode-se estimar experimentalmente a fuga de nêutrons térmicos e rápidos nestas três direções ortogonais e conseqüentemente o valor do “*Buckling*” do reator para uma dada configuração de núcleo e temperatura do moderador. Os valores de *Buckling* obtidos podem ser comparados aos valores obtidos por códigos computacionais tais como o CITATION e MCNP e suas bibliotecas de dados nucleares associados.

1.2 Metodologia

A técnica de análise por ativação permite a obtenção de muitos parâmetros da Física de Reatores a partir da irradiação de materiais alvo de composição química bem definida no interior do núcleo do reator⁵ e posterior realização de espectrometria gama nos alvos irradiados.

Em um reator de potência zero, como o Reator Nuclear IPEN/MB-01, é possível obter experimentalmente informações do fluxo absoluto de nêutrons em seu núcleo, uma vez que se trata de um reator flexível que permite a montagem de diversas configurações de varetas combustíveis no núcleo, bem como permite a inserção de folhas e fios de ativação no interior do núcleo dentro de sua região

assintótica (livre de perturbação do campo neutrônico devido a barras de controle e refletor).

Conhecendo parâmetros experimentais, como tempos de irradiação, de espera e de contagem da atividade induzida num espectrômetro gama e, ainda, a constante de decaimento do radionuclídeo formado, é possível determinar a atividade induzida nos alvos irradiados em cada posição dos mesmos no interior do núcleo.

A partir dessas informações, sendo a atividade induzida no alvo proporcional ao fluxo de nêutrons é possível obter a distribuição espacial do fluxo de nêutrons no núcleo do reator e, a partir disso, determinar o *Buckling* do reator e a probabilidade da fuga de nêutrons do mesmo.

1.3 Roteiro

O capítulo 2 apresenta a fundamentação teórica sobre ativação por nêutrons e sobre o *Buckling* de um reator. No capítulo 3 são apresentados os materiais e métodos utilizados para obtenção dos dados e resultados. No capítulo 4 são apresentados os resultados experimentais obtidos. No capítulo 5 temos a conclusão deste trabalho. São apresentados os apêndices A, B, C, D e E e anexos A, B e C que abordam respectivamente os dados obtidos na espectrometria das varetas combustíveis, fios de ouro, folhas de ouro, o ajuste da função de Bessel, análise sobre o ensino de energia nuclear no ensino médio, o reator nuclear IPEN MB-01, propagação de erros e a curvatura do fluxo de nêutrons até o seu valor atingir o seu valor zero, ou seja, desaparecer (*Buckling*) para diversas formas geométricas diferentes do núcleo. O trabalho é finalizado com as principais referências bibliográficas que serviram de consulta no desenvolver do trabalho.

2. Fundamentos Teóricos

2.1 Técnica de Análise por Ativação

Para determinação absoluta do fluxo de nêutrons e do espectro neutrônico um método muito utilizado em Física de Reatores é o de análise por ativação neutrônica que consiste em irradiar materiais metálicos de alta pureza em um campo de nêutrons a ser investigado⁵. A radioatividade induzida nestes materiais, denominados detectores de ativação, é proporcional ao fluxo de nêutrons no local da irradiação⁶.

Embora seja uma medida indireta pela impossibilidade de se obter medidas em tempo real, esta técnica experimental é amplamente utilizada na análise espectral devido a algumas vantagens^{7, 8, 9}, tais como:

- Baixo custo quando comparados com detectores de indicação direta;
- Insensibilidade ao intenso campo gama gerado no interior do núcleo do reator;
- Pequena perturbação causada no campo neutrônico, devido às suas diminutas dimensões;
- Acessibilidade a regiões do núcleo e blindagens externas do reator onde os detectores de indicação direta não têm acesso;
- Altas seções de choques para nêutrons térmicos, epitérmicos e rápidos;

2.2 Taxa de reação nuclear

Ao ser submetido a um campo neutrônico estacionário, produzido por um reator nuclear, um detector de ativação produz átomos radioativos e a equação que

rege tal fenômeno é dada por^{10,11},

$$\frac{dn}{dt} = N\bar{\sigma}_{act}\phi - n\bar{\sigma}_a\phi - n\lambda \quad (1)$$

sendo n o número de átomos produzidos ativação neutrônica, N o número de átomos alvo contidos na amostra, σ_{atv} a seção de choque microscópica de ativação média, ϕ o fluxo de nêutrons ao qual este detector esta submetido, σ_a a seção de choque microscópica média de absorção dos núclídeos produzidos pela ativação neutrônica e λ a constante de decaimento do radionuclídeo produzido.

Por sua vez, a taxa de consumo dos átomos contidos no detector de ativação pode ser expressa por,

$$\frac{dN}{dt} = -N\bar{\sigma}_t\phi \quad (2)$$

Sendo $\bar{\sigma}_t$ seção de choque total do núclídeo alvo e esta taxa conhecida como taxa de consumo de núcleos alvo. A solução da equação (2) é então,

$$N(t) = N_0 \cdot e^{-\sigma_T\phi t} \quad (3)$$

sendo N_0 o número de átomos alvos no inicio da irradiação. Substituindo esta equação em (1), encontra-se

$$\frac{dn}{dt} = N_0 e^{-\sigma_T\phi t} \sigma_{atv}\phi - n(\sigma_a\phi + \lambda) \quad (4)$$

A solução desta última equação é feita através de uma técnica matemática conhecida como técnica do fator integrante que consiste em multiplicar ambos os lados da igualdade pelo fator $e^{(\sigma_a\phi + \lambda)t}$, resultando em

$$\frac{d}{dt} [ne^{(\lambda + \sigma_a\phi)t}] = N_0\sigma_{atv}\phi e^{(\lambda + \sigma_a\phi - \sigma_T\phi)t} \quad (5)$$

A solução da equação (5), considerando que $\sigma_a \phi \ll \lambda$ e $\sigma_T \phi \ll \lambda$ é

$$n = \frac{\sigma_{atv} \phi N_0}{\lambda} (1 - e^{-\lambda t}) \quad (6)$$

onde $N_0 = NV$, sendo N_0 o número inicial de átomos alvo presentes na folha de ativação e V o volume do detector de ativação. Assim, multiplicando ambos os lados da equação (6) pela constante de decaimento, obtêm-se:

$$A_0 = n\lambda = \sigma_{atv} N \phi V (1 - e^{-\lambda t}) = \Sigma_{atv} \phi V (1 - e^{-\lambda t}) \quad (7)$$

A equação (7) fornece a atividade (A_0) ao término do tempo t_i de irradiação, sendo Σ_{atv} conhecido como seção de choque macroscópica média de ativação.

Para um tempo de irradiação muito longo ($t \rightarrow \infty$), o detector de ativação atingirá sua atividade máxima conhecida como *atividade de saturação*, dada por

$$A^\infty = \sigma_{atv} N \phi V = \Sigma_{atv} V \phi \quad (8)$$

Portanto, pode-se escrever A_0 em termos de A^∞ . Assim,

$$A_0 = A^\infty (1 - e^{-\lambda t}) \quad (9)$$

Ao analisar a equação (8), nota-se que a atividade de saturação é a taxa de reação nuclear R de um detector de ativação de massa m , submetido a um fluxo de nêutrons ϕ , desta forma pode-se reescrever a atividade de saturação, considerando $N = \frac{N_a \rho}{P_a}$, onde N_a é o número de Avogadro, ρ é a densidade do detector de ativação e P_a o peso atômico do núcleo alvo. Sendo $V = \frac{m}{\rho}$ e m a massa do detector de ativação, pode-se determinar a atividade de saturação como,

$$A^{\infty} = \frac{N_a m \phi \sigma_{atv}}{P_a} \quad (10)$$

Isolando o fluxo de nêutrons na equação (10), tem-se

$$\phi = \frac{A^{\infty} P_a}{N_a m \sigma_{atv}} \quad (11)$$

Agora será analisado outro parâmetro que pode ser obtido através da ativação de um detector, que é a contagem integrada entre os instantes t_1 e t_2 . A contagem integrada no sistema de detecção por espectrometria gama é dada por,

$$C = \varepsilon I \int_{t_1}^{t_2} A_0 e^{-\lambda t} dt + BG \quad (12)$$

sendo ε a eficiência global da contagem, I a abundância gama do fotopico medido, BG a radiação de fundo (“background”) entre os instantes de contagem t_1 e t_2 e os limites t_1 e t_2 são o tempo inicial da contagem e tempo final da contagem, respectivamente. Assim, tem-se que:

$$C = \frac{\varepsilon I A_0}{\lambda} e^{-\lambda t_1} [1 - e^{-\lambda(t_2 - t_1)}] + BG \quad (13)$$

De acordo com a figura 2.1 pode-se definir t_1 e t_2 como sendo os tempos de contagem e $t_2 - t_1$ como o tempo no qual o detector de ativação foi analisado no sistema de espectrometria gama, representado por t_c .

FIGURA 2.1: Atividade do radionuclídeo formado em função do tempo de irradiação (t_i) e de contagem ($t_2 - t_1$).

Pode-se observar que t , representa o tempo de irradiação e $t + t_e = t_1$, portanto $e^{-\lambda t_1} = e^{-\lambda t} \cdot e^{-\lambda t_e}$, sendo $e^{-\lambda t} = 1$ (probabilidade do átomo não se desintegrar em $t=t_0$ é de 100%), então reescrevendo (13), tem-se

$$C = \frac{\varepsilon I A_0}{\lambda} e^{-\lambda t_e} (1 - e^{-\lambda t_c}) + BG \quad (14)$$

Isolando A_0 da equação (14), sabendo que $A_0 = A^\infty (1 - e^{-\lambda t})$ dado na equação (9), obtêm-se a atividade de saturação dada por,

$$A^\infty = \frac{\lambda e^{\lambda t_e} (C - BG)}{\varepsilon I (1 - e^{-\lambda t_i}) (1 - e^{-\lambda t_c})} \quad (15)$$

Substituindo a equação (15) em (11) tem-se a expressão para o fluxo de nêutrons obtido experimentalmente através da contagem de detectores de ativação, sendo importante, entretanto, salientar que nesta expressão não aparecem os fatores de correções que são necessários para corrigir o fluxo de

nêutrons quanto aos efeitos de perturbação destes citados detectores. Por se tratar de uma análise do perfil do fluxo, este trabalho utiliza valores relativos. De qualquer forma, o fluxo de nêutrons corrigido pode ser obtido por¹²:

$$\phi = \frac{\lambda e^{\lambda t_e} (C - BG) P_a}{\varepsilon I (1 - e^{-\lambda t_i}) (1 - e^{-\lambda t_c}) N_a m \bar{\sigma}_{atv}} \quad (16)$$

A equação (16) pode ser utilizada para uma folha de ouro nua infinitamente diluídas, irradiadas num campo neutrônico do núcleo do reator, e assim forneceria uma estimativa de ordem de grandeza do fluxo total de nêutrons no local de irradiação da folha de ouro, responsável pela atividade induzida na mesma.

2.3 *Buckling* de um Reator Nuclear

O *Buckling* é um parâmetro importantíssimo da física de reatores que nos fornece a informação relativa ao perfil da curva do fluxo de nêutrons ao longo das direções ortogonais do núcleo do reator, ou seja, o perfil da fuga de nêutrons do sistema. Com este parâmetro é possível se projetar um reator nuclear em termos de composição dos materiais constituintes do seu núcleo, bem como a forma geométrica do mesmo. Da teoria advém que na região central do reator a fuga de nêutrons é menor que nas regiões periféricas. Em um reator uniforme e infinito - não há fugas - o fluxo de nêutrons não depende da posição e sua variação no espaço é nula e, portanto, o *Buckling* é zero. A Figura 1 ilustra essa situação.

Figura 1 – Perfil da distribuição de nêutrons: (a) em reator infinito e (b) em reator finito

Utilizando a equação da continuidade é possível derivar uma equação envolvendo apenas o fluxo de nêutrons e a solução desta equação mostra o comportamento do fluxo neutrônico em qualquer posição do reator em função do tempo, ou seja, $\phi (P, t)$. A equação (17) é conhecida como a equação de difusão de nêutrons e é de grande importância na física de reatores^{12, 13, 14},

$$D\nabla^2\phi - \sum_a \phi + s = \frac{\partial n}{\partial t} \quad (17)$$

onde s é a taxa de emissões de nêutrons. Este termo leva em consideração a fonte externa de nêutrons e os nêutrons advindos das fissões no combustível, como as emissões no combustível em estado estacionário, $\partial n/\partial t = 0$, é muito maior que as emissões da fonte de nêutrons, então, o termo referente a fonte externa de nêutrons pode ser desprezada restando apenas o termo referente as fissões no combustível, $v\Sigma_f \phi$. Sendo assim, a equação da difusão de nêutrons na criticalidade pode ser expressa de acordo com a equação (18).

$$\nabla^2\phi + \left(\frac{v\Sigma_f - \Sigma_a}{D}\right)\phi = 0 \quad (18)$$

A equação (2) pode ser reescrita de conforme a equação (19),

$$\nabla^2\phi + B_g^2\phi = 0 \quad (19)$$

onde B_g^2 é o *Buckling* geométrico que depende do fluxo de nêutrons que por sua vez depende da geometria do núcleo do reator. Com este parâmetro se pode

projetar um reator, mensurando suas medidas e determinando seu volume crítico mínimo¹⁰. O *Buckling* é um parâmetro que fornece a medida da curvatura do fluxo de nêutrons até se reduzir o seu valor a zero e independe da potência do reator, pois se aumentando a potência se tem mais nêutrons, mas a distribuição neutrônica continua a mesma¹⁵. No caso do reator IPEN/MB-01 no formato cilíndrico o Laplaciano é desenvolvido em coordenadas cilíndricas e a equação (19) toma a forma da equação (20).

$$\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \frac{\partial \phi}{\partial r} \right) + \frac{\partial^2 \phi}{\partial z^2} + B_g^2 \phi = 0 \quad (20)$$

Para o reator no formato cilíndrico a parte angular é zero, pois o fluxo de nêutrons é constante, ou seja, o *Buckling* é simétrico com relação a parte angular. A equação (4) pode ser resolvida pelo método de separação de variáveis e tem uma solução do tipo $\phi(r, z) = X(r) \cdot Z(z)$. Utilizando esta solução na equação anterior e dividindo-a por ϕ , obtém-se a equação (21).

$$\frac{1}{Xr} \frac{d}{dr} \left(r \frac{dX}{dr} \right) + \frac{1}{Z} \frac{\partial^2 Z}{\partial z^2} + B_g^2 = 0 \quad (21)$$

O primeiro e segundo termos dependem apenas de r e z , respectivamente, e podem ser expressos como constantes. A solução para o fluxo de nêutrons e o *Buckling* com o reator no formato cilíndrico na criticalidade estão, respectivamente, expressos nas equações (22) e (23),

$$\phi(r, z) = X(r) \cdot Z(z)$$

$$\phi(r, z) = AJ_0 \left(\frac{2,405r}{R_{ex}} \right) \cos \left(\frac{\pi z}{H_{ex}} \right) \quad (22)$$

$$B_g^2 = \left(\frac{2,405}{R_{ex}} \right)^2 + \left(\frac{\pi}{H_{ex}} \right)^2 \quad (23)$$

onde A é a amplitude que depende diretamente da potência, Rex e Hex são o raio extrapolado e a altura extrapolada, respectivamente, que são obtidos extrapolando as curvas dos ajustes das funções até que o valor do fluxo de nêutrons se anule (zero).

A curvatura do fluxo de nêutrons é devido a fuga de nêutrons do sistema que é expresso na fórmula dos seis fatores, equação (24), por P_F (probabilidade de não-fuga epitérmica) e P_T (probabilidade de não-fuga térmica) que estão de acordo com as equações (25) e (26), respectivamente.

$$k_{ef} = \varepsilon p f \eta P_F P_T = k_{\infty} P_F P_T \quad (24)$$

$$P_F = \frac{1}{1 + B^2 \tau} \quad (25)$$

$$P_T = \frac{1}{1 + B^2 L^2} \quad (26)$$

Sendo τ a idade de Fermi e L^2 a área de difusão de nêutrons térmicos, em que a idade de Fermi corresponde a um sexto da menor distância ao quadrado

$(\tau = \frac{r_F^2}{6})$ percorrida por um nêutron do ponto onde este nasce rápido até o ponto onde é completamente moderado e a área de difusão igual a um sexto da menor distância ao quadrado $(L^2 = \frac{r_T^2}{6})$ percorrida por um nêutron do ponto onde este se torna térmico até desaparecer do sistema (ser absorvido ou escapar). De acordo com a equação (23) quanto menor forem as dimensões do núcleo do reator, maior será o *Buckling* e, conseqüentemente, uma maior fuga de nêutrons^{13,14}.

Com o reator crítico, $k_{ef} = 1$, e utilizando as equações (24), (25) e (26), obtém-se a equação (27),

$$\frac{k_{\infty}}{1 + B^2(L^2 + \tau)} = 1 \quad (27)$$

a quantidade $L^2 + \tau$ é conhecida como área de migração térmica, M^2 , e com esta definição o *Buckling* pode ser reescrito como a equação (28).

$$B_M^2 = \frac{k_{\infty} - 1}{M^2} \quad (28)$$

Neste caso, o *Buckling* dependerá apenas dos materiais que compõem o núcleo do reator por isso é conhecido como “*Buckling material*”¹⁶.

Na condição de criticalidade o *Buckling material* é igual ao *Buckling* geométrico, $B_g^2 = B_m^2$, e isto tem aplicação prática. Neste caso como mostrado na equação (29) para um reator cilíndrico, pode-se obter a quantidade de combustível necessária para tornar o sistema crítico ou se obter as dimensões necessárias para

se atingir a criticalidade do sistema^{17,20}. O sistema é dito crítico quando a população de nêutrons é constante ao longo do tempo.

$$\frac{k_{\infty} - 1}{M^2} = \frac{\eta \epsilon p f - 1}{L^2 + \tau} = \left(\frac{2,405}{R_{ex}} \right)^2 + \left(\frac{\pi}{H_{ex}} \right)^2 \quad (29)$$

Quando o B_g^2 supera o B_m^2 , ou seja, $B_g^2 > B_m^2$ temos a condição em que o reator se encontrara na condição subcrítica, ou seja, a população de nêutrons é decrescente ao longo do tempo. Ao contrário quando o B_m^2 supera o B_g^2 , ou seja, $B_g^2 < B_m^2$ temos a condição em que o reator se encontra na condição de Supercriticalidade, ou seja, a população de nêutrons é crescente ao longo do tempo.

3. Materiais e Métodos

3.1 O Reator Nuclear IPEN/MB-01

O reator IPEN/MB-01, Figura 3.1, é um reator nuclear de potência zero concebido para funcionar a uma potência máxima de 100 watts para a configuração padrão retangular de 28x26 varetas combustíveis (680 varetas) . É uma instalação nuclear, que permite a simulação de todas as características de um reator nuclear de grande escala, sem a necessidade de construir um sistema de remoção de calor complexo. Este tipo de reator representa uma ferramenta básica, que permite que os pesquisadores possam estudar não só através de cálculos teóricos, mas também com as medições experimentais, o desempenho e as características do núcleo de um reator de energia, simulando as condições do projeto²⁴.

Figura 3.1: vista superior do reator nuclear - IPEN/MB-01

Dada a flexibilidade do reator IPEN/MB-01, uma das configurações possíveis do núcleo é a cilíndrica, utilizada neste trabalho, com 28 varetas de combustível ao longo de seu diâmetro e 48 barras absorvedoras de neutrons (controle e segurança), ver a Figura 3.2. Esta configuração foi escolhida porque, entre as configurações cilíndricas críticas, a de 28 varetas combustíveis ao longo de seu diâmetro têm o menor excesso de reatividade, a apenas 278,92 pcm (partes por cem mil)¹⁸. Isto assegura que a operação seja realizada com as barras de controle bem retiradas do núcleo do reator minimizando assim, perturbações no fluxo de neutrons no interior do núcleo, aumentando assim o comprimento da região assintótica de fluxo de neutrons. O Reator atingiu a criticalidade para esta configuração, à temperatura média entre todas as operações de $24,32 \pm 0,32$ °C com as barras de controle BC1 e BC2 igualmente retiradas em aproximadamente 88 % do comprimento ativo axial do combustível do reator, cujo valor nominal é de 54,6 cm^{18,25}.

A Figura 3.3 apresenta uma representação de corte lateral do núcleo do reator nuclear IPEN/MB-01, bem como os locais de irradiação dos fios de ouro e as respectivas posições nas quais foram feitas as medidas de ativação. A Figura 3.4 apresenta as posições de irradiação das folhas de ouro na configuração cilíndrica estudada.

Figura 3.3 – Posicionamento dos Fios de Ouro Irradiados no Núcleo do Reator IPEN/MB-01 – Configuração Cilíndrica de 28x28 varetas combustíveis.

Figura 3.4 – Posicionamento das Folhas de Ouro Irradiadas no Núcleo do Reator IPEN/MB-01 – Configuração Cilíndrica de 28x28 varetas combustíveis.

3.2 Componentes irradiados para obtenção de dados experimentais

Para a obtenção dos dados experimentais de ativação neutrônica foram irradiados varetas de combustível, fios de ouro e folhas de ouro.

3.2.1 – Varetas de combustível

Para a irradiação das varetas de combustível, o reator foi criticalizado a 30 watts, dado pelo canal nuclear do reator Nº 6, e operado durante 1 hora. Uma vareta nova de combustível foi usada para adquirir os dados de mapeamento de fluxo axial, na região central do núcleo do reator.

Foram realizadas medidas em 31 varetas combustivel, sendo 30 utilizadas para as direções radiais Norte-Sul (N-S) e Leste-Oeste (L-O) e uma (01) para a direção axial central do núcleo do reator.

Foi realizada espectrometria gama nas varetas de combustível irradiadas usando um detector de germânio hiperpuro (HPGe). Para medir o perfil do fluxo de nêutrons predominantemente epitérmicos foi analisado o fóton gama de 276,6 keV do ^{239}Np com probabilidade de emissão de 14,28%.

Para medir o perfil relativo de fluxo de nêutrons predominantemente térmicos foi analisado o fóton gama de ^{143}Ce de 293,3 keV com a probabilidade de emissão de 42,8% . O ^{143}Ce é um produto da fissão do ^{235}U por neutrons térmicos²³ e tem a vantagem de ter um rendimento razoável de fissão (~6%) e uma meia-vida suficientemente longa (33 horas) para viabilizar uma análise espectral de raios gama com boa estatística de contagem.

O fluxo de neutrons na direção radial foi obtido para as direções norte-sul e leste-oeste, sendo medidas 15 varetas em cada direção. As varetas eram retiradas do núcleo e inseridas no detector, foi realizada uma medida para cada vareta e essa medida foi obtida a partir da contagem (Cnet) obtida com o detector na posição de 364 milímetros da vareta na dimensão axial que

corresponde a metade do comprimento do núcleo ativo. O Tempo real utilizado foi 1800 segundos.

Na contagem axial (C_{net}) foram feitas medidas dos fotópicos gama para as energias de emissão do ^{239}Np e ^{143}Ce em 29 regiões axiais com separação de 20 milímetros uma da outra, com duração de 30 minutos em cada região. A vareta utilizada foi retirada da posição central M14 do núcleo do reator.

As taxas de contagens foram corrigidas ($C_{corrigido}$) devido ao decaimento, de acordo com a equação (30) e os desvios nas taxas de contagens corrigidas foram considerados, de acordo com a equação (31), utilizando as constantes de decaimento (λ) de ^{239}Np ($\lambda = 3,41 \times 10^{-6} \text{ s}^{-1}$) e ^{143}Ce ($\lambda = 5,83 \times 10^{-6} \text{ s}^{-1}$).

$$C_{corrigido} = \frac{C_{Net}}{LT} e^{\lambda TE} \quad (30)$$

$$\sigma_{C_{cor}}^2 = \left(\frac{C_{cor}}{C_{Net}} \right)^2 \sigma_{C_{Net}}^2 \quad (31)$$

Na equação (30), temos que:

C_{Net} é a contagem líquida fornecida pelo detector;

LT é o tempo real de contagem descontado o tempo morto;

TE é o tempo de espera desde o fim da irradiação até o momento da medida;

Na equação (31), temos as incertezas associadas as medidas e resultados obtidos com a equação (30).

Assim, para se obter as contagens corrigidas, foi essencial registrar o tempo de espera entre o fim da irradiação e o tempo de medição (TE).

No apêndice A, são apresentados os dados obtidos para as medidas das varetas.

3.2.2 Fios e folhas de ouro

Para os fios de ouro foram realizadas 02 irradiações uma na direção axial e outra na radial, em canais de irradiação centrais do núcleo do reator, apresentados na representação da Figura 3.5. A irradiação foi realizada na potência máxima de operação do reator IPEN/MB-01, isto é, a 100 W. Para os experimentos os tempos de irradiação foram de 2 horas, na direção axial e 01 hora na radial. Foram utilizados dois fios de ouro. Os mesmos parametros e as equações (30) e (31) utilizados para as varetas foram usadas para os fios. No entanto, os resultados foram registrados a cada 20 mm ao longo do fio, sendo de uma hora o tempo em cada uma dessas posições. A constante de decaimento do ouro é $\lambda = 2,97 \times 10^{-6} \text{ s}^{-1}$. Os dados obtidos para os fios são apresentados no apêndice B.

Para irradiar e posicionar no centro do núcleo do reator as folhas de ouro foram colocadas numa placa de lucite, Figura 3.5, e o sistema foi irradiado com 100 watts por 1 hora. As folhas de ouro infinitamente diluidas, 1% Au - 90% Al, tinham massa de 0,02394 g e espessura de 0,02 cm. Foram utilizadas 11 folhas dispostas de acordo com a representação da Figura 3.4. Os dados obtidos para as folhas de ouro são apresentados no apêndice C.

Figura 3.5: Imagem da placa de lucite e das posições das folhas de ativação e as suas respectivas cotas radiais e axiais.

3.3 Tratamento de Dados e Sistemas de Detecção

Os dados obtidos com as contagens e as respectivas posições de irradiação foram inseridos no software Origin e os valores de raio e altura efetivos, nas direções radial e axial, respectivamente, foram determinados com ajustes para as funções cosseno e de Bessel. O apêndice D traz a descrição da função de Bessel obtida para o ajuste.

Os detectores de gérmanio hiperpuro (HPGe) são assim denominados devido a concentrações extremamente baixas de impurezas. Uma de suas características importantes é que ao ser resfriado com nitrogênio líquido se torna um excelente semicondutor e por esse motivo sua banda de valência esta bem próxima da banda de condução o que facilita sua ionização. A grande vantagem desse detector é sua resolução para raios gama creditada a três fatores: espalhamento estatístico inerente pelo número de coletores de carga, variações na eficiência de coleção de cargas e baixas contribuições de ruído eletrônico. Na

Figura 3.6, é apresentada uma imagem do sistema de detecção utilizado para as varetas combustíveis e para os fios de ouro.

Figura 3.6: Sistema de Varredura utilizando detetor de germânio hiperpuro para espectrometria gama das varetas combustíveis e fios de ouro irradiados.

Esse detector apresenta alta resolução para os raios gama e quando associado a um multicanal de alta precisão é possível obter boa discriminação entre os pulsos gerados no interior do detector. A Figura 3.7 apresenta a imagem do sistema de detecção utilizado para as folhas de ouro.

Figura 3.7: Detector de HPGe utilizado para as folhas de ouro

A eletrônica associada ao detector é constituída por um pré-amplificador (acoplado ao detector) que amplifica o sinal advindo das ionizações induzidas pela radiação dentro da região ativa do cristal de germânio. Esse sinal é enviado para um amplificador que o reconfigura e reduz o ruído associado. Então o sinal amplificado é enviado para uma placa de aquisição multicanal que discrimina as diferentes alturas de pulsos, associando-os a um dos 8200 canais do sistema. Cada canal foi ajustado para 0,25 keV de precisão com 2% de resolução. O espectro de amplitude de pulsos armazenados ao longo da aquisição multicanal é processado e foi analisado utilizando o software MAESTRO que apresenta os espectros e determina automaticamente os fotopicos dos gamas gerados pela fonte radioativa²⁴. A Figura 3.8 apresenta o diagrama esquemático com as características da eletrônica da bancada experimental associada ao detector HPGe.

Figura 3.8: Características da eletrônica da bancada experimental associada ao detector HPGe.

3.4 Incerteza associada ao calculo do Buckling

Com o perfil da distribuição dos fluxos de nêutrons em cada uma das situações analisadas e com o *Buckling* geométrico obtido a partir da equação (23), utilizando técnicas de propagação de erros, Anexo B, é possível calcular a incerteza associada a partir da equação (32) para os nêutrons epitérmicos e térmicos.

$$\sigma_{B_g^2} = 2 \left(\frac{2,405^4}{R_{ex}^6} \sigma_{R_{ex}}^2 + \frac{\pi^4}{H_{ex}^6} \sigma_{H_{ex}}^2 \right)^{1/2} \quad (32)$$

4 Resultados e Discussões

4.1 Medidas obtidas para varetas combustível

Os perfis das distribuições das contagens corrigidas em função da posição das varetas de combustível são mostrados a seguir.

4.1.1 Direção Radial Leste – Oeste

Na Figura 4.1 é mostrado o perfil de distribuição do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos na direção radial leste-oeste e também o ajuste efetuado para determinar o raio efetivo, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico de 276,6 keV do ^{239}Np .

Na Figura 4.2 é mostrado o perfil da distribuição do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos na direção radial leste-oeste e o ajuste feito para determinar o raio efetivo, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico gama de 293,3 keV do ^{143}Ce .

Na Figura 4.3 é mostrado o perfil de distribuição do fluxo de neutrons térmicos na direção radial leste-oeste e também o ajuste efetuado para determinar o raio efetivo, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico de 276,6 keV do ^{239}Np .

Na Figura 4.4 é mostrado o perfil de distribuição do fluxo de neutrons epitérmicos na direção radial leste-oeste e também o ajuste efetuado para determinar o raio efetivo, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico de 276,6 keV do ^{239}Np .

Na Figura 4.5 é mostrado o perfil da distribuição do fluxo de neutrons térmicos na direção radial leste-oeste e o ajuste feito para determinar o raio efetivo, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico gama de 293,3 keV do ^{143}Ce .

Na Figura 4.6 é mostrado o perfil da distribuição do fluxo de neutrons epitérmicos na direção radial leste-oeste e o ajuste feito para determinar o raio efetivo, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico gama de 293,3 keV do ¹⁴³Ce.

Figura 4.1: Gráfico do Perfil de Contagens por Posição na direção Leste-Oeste para Np -239 correspondente ao perfil do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos.

Figura 4.2: Gráfico do Perfil de Contagens por Posição na direção Leste-Oeste para Ce-143 correspondente ao perfil do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos.

Figura 4.3: Gráfico do Perfil de Contagens por Posição na direção Leste-Oeste para ^{239}Np correspondente ao perfil do fluxo de neutrons térmicos.

Figura 4.4: Gráfico do Perfil de Contagens por Posição na direção Leste-Oeste para ^{239}Np correspondente ao perfil do fluxo de neutrons epitérmicos.

Figura 4.5: Gráfico do Perfil de Contagens por Posição na direção Leste-Oeste para ^{143}Ce correspondente ao perfil do fluxo de neutrons térmicos.

Figura 4.6: Gráfico do Perfil de Contagens por Posição na direção Leste-Oeste para ^{143}Ce correspondente ao perfil do fluxo de neutrons epitérmicos.

4.1.2 Direção Radial Norte – Sul à Vareta Combustível

Na Figura 4.7 é mostrado o perfil de distribuição do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos na direção radial norte – sul e também o ajuste efetuado para determinar o raio efetivo, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico de 276,6 keV do ^{239}Np .

Na Figura 4.8 é mostrado o perfil da distribuição do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos na direção radial norte – sul e o ajuste feito para determinar o raio efetivo, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico gama de 293,3 keV do ^{143}Ce .

Na Figura 4.9 é mostrado o perfil de distribuição do fluxo de neutrons térmicos na direção radial norte – sul e também o ajuste efetuado para determinar o raio efetivo, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico de 276,6 keV do ^{239}Np .

Na Figura 4.10 é mostrado o perfil de distribuição do fluxo de neutrons epitérmicos na direção radial norte – sul e também o ajuste efetuado para determinar o raio efetivo, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico de 276,6 keV do ^{239}Np .

Na Figura 4.11 é mostrado o perfil da distribuição do fluxo de neutrons térmicos na direção radial norte – sul e o ajuste feito para determinar o raio efetivo, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico gama de 293,3 keV do ^{143}Ce .

Na Figura 4.12 é mostrado o perfil da distribuição do fluxo de neutrons epitérmicos na direção radial norte – sul e o ajuste feito para determinar o raio efetivo, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico gama de 293,3 keV do ^{143}Ce .

Figura 4.7: Gráfico do Perfil de Contagens por Posição na direção norte - sul para ^{239}Np correspondente ao perfil do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos.

Figura 4.8: Gráfico do Perfil de Contagens por Posição na direção norte - sul para ^{143}Ce correspondente ao perfil do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos.

Figura 4.9: Gráfico do Perfil de Contagens por Posição na direção norte - sul para ^{239}Np correspondente ao perfil do fluxo de neutrons térmicos.

Figura 4.10: Gráfico do Perfil de Contagens por Posição na direção norte - sul para ^{239}Np correspondente ao perfil do fluxo de neutrons epitérmicos.

Figura 4.11: Gráfico do Perfil de Contagens por Posição na direção norte - sul para ^{143}Ce correspondente ao perfil do fluxo de neutrons térmicos.

Figura 4.12: Gráfico do Perfil de Contagens por Posição na direção norte - sul para ^{143}Ce correspondente ao perfil do fluxo de neutrons epitérmicos.

4.1.3 Direção Axial à Vareta Combustível

Na Figura 4.13 é mostrado o perfil de distribuição do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos na direção axial e também o ajuste efetuado para determinar a altura efetiva, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico de 276,6 keV do ^{239}Np .

Na Figura 4.14 é mostrado o perfil da distribuição do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos na direção axial e o ajuste feito para determinar a altura efetiva, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico gama de 293,3 keV do ^{143}Ce .

Na Figura 4.15 é mostrado o perfil de distribuição do fluxo de neutrons térmicos na direção axial e também o ajuste efetuado para determinar a altura efetiva, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico de 276,6 keV do ^{239}Np .

Na Figura 4.16 é mostrado o perfil de distribuição do fluxo de neutrons epitérmicos na direção axial e também o ajuste efetuado para determinar a altura efetiva, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico de 276,6 keV do ^{239}Np .

Na Figura 4.17 é mostrado o perfil da distribuição do fluxo de neutrons térmicos na direção axial e o ajuste feito para determinar a altura efetiva, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico gama de 293,3 keV do ^{143}Ce .

Na Figura 4.18 é mostrado o perfil da distribuição do fluxo de neutrons epitérmicos na direção axial e o ajuste feito para determinar a altura efetiva, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico gama de 293,3 keV do ^{143}Ce .

Figura 4.13: Gráfico do Perfil de Contagens por Posição na direção axial para ^{239}Np correspondente ao perfil do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos.

Figura 4.14: Gráfico do Perfil de Contagens por Posição na direção axial para ^{143}Ce correspondente ao perfil do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos.

Figura 4.15: Gráfico do Perfil de Contagens por Posição na direção axial para ^{239}Np correspondente ao perfil do fluxo de neutrons térmicos.

Figura 4.16: Gráfico do Perfil de Contagens por Posição na direção axial para ^{239}Np correspondente ao perfil do fluxo de neutrons epitérmicos.

Figura 4.17: Gráfico do Perfil de Contagens por Posição na direção axial para ^{143}Ce correspondente ao perfil do fluxo de neutrons térmicos.

Figura 4.18: Gráfico do Perfil de Contagens por Posição na direção axial para ^{143}Ce correspondente ao perfil do fluxo de neutrons epitérmicos.

4.1.4 *Buckling* das Varetas Combustível

A partir dos gráficos e ajustes das Figuras de 4.1 a 4.18 foram obtidos os raios e altura efetivos e o *Buckling* total das varetas de combustível do reator para os neutrons térmicos e epitérmicos.

A Tabela 4.1 apresenta os dados gerais obtidos para as varetas combustíveis, ou seja, sem separação dos neutrons térmicos e epitérmicos. Os dados são apresentados para as medidas com os fotopicos do ^{239}Np e ^{143}Ce .

Tabela 4.1: Dados obtidos e calculo do *Buckling* para neutrons térmicos e epitérmicos para as varetas combustíveis.

Geral	Raio (10^{-2} m)	Altura (10^{-2} m)	B^2_{Geral} (m^{-2})
^{239}Np	$26,64 \pm 0,56$	$67,18 \pm 1,55$	$103,37 \pm 3,57$
^{143}Ce	$27,50 \pm 0,66$	$65,55 \pm 1,63$	$99,45 \pm 3,84$

A Tabela 4.2 apresenta os dados obtidos para as varetas combustíveis a partir dos neutrons térmicos. Para obtenção dos dados foram utilizadas as informações dos índices espectrais $^{28}\rho$ e $^{25}\delta$ obtidos por Bitelli, 2001²⁹. Esses índices³³ estão associados à razão da taxa de reação nuclear de captura epitérmica no ^{238}U pela taxa de reação nuclear de captura radioativa no ^{238}U para o índice $^{28}\rho$ e a razão da taxa de reação nuclear de fissão epitérmica no ^{235}U pela taxa de reação nuclear de fissão térmica no ^{235}U para o índice $^{25}\delta$. Esses índices espectrais são necessários para discriminar as taxas de reação nuclear térmicas e epitérmicas no ^{235}U e ^{238}U obtidas da varredura gama (*gamma scanning*) das varetas combustíveis sem a necessidade de se usar um filtro neutrônico como o cádmio que sempre introduz uma perturbação significativa no sistema^{29,33}.

Tabela 4.2: Dados obtidos e calculo do *Buckling* para neutrons térmicos para as varetas combustíveis.

Térmico	Raio (10^{-2} m)	Altura (10^{-2} m)	$B^2_{\text{Térmico}} (\text{m}^{-2})$
²³⁹ Np	26,64 ± 0,56	66,79 ± 1,96	103,63 ± 3,66
¹⁴³ Ce	27,50 ± 0,66	65,17 ± 1,96	99,72 ± 3,93

A Tabela 4.3 apresenta os dados obtidos para as varetas combustíveis a partir dos neutrons epitérmicos. Os dados são apresentados para as medidas com os fotopicos do ²³⁹Np e ¹⁴³Ce.

Tabela 4.3: Dados obtidos e calculo do *Buckling* para neutrons epitérmicos para as varetas combustíveis.

Epitérmico	Raio (10^{-2} m)	Altura (10^{-2} m)	$B^2_{\text{Epitérmico}} (\text{m}^{-2})$
²³⁹ Np	26,64 ± 0,56	66,79 ± 1,96	103,63 ± 3,66
¹⁴³ Ce	27,50 ± 0,66	65,17 ± 1,96	99,72 ± 3,93

Observa-se, a partir dos resultados obtidos para as varetas combustíveis e apresentados nas tabelas 4.1, 4.2 e 4.3, que os valores de *Buckling* para as varetas combustíveis apresentam diferenças dentro da margem de erro calculada e nos casos de térmico e epitérmico separados, o resultado foi idêntico.

4.2 Medidas obtidas para os fios de ouro

A seguir, são apresentados os gráficos com os perfis de fluxo de nêutrons obtidos para os fios de ouro nas direções radial e axial. As medidas para a direção radial foram realizadas apenas na direção leste – oeste, uma vez que o dispositivo móvel articulado, no qual o fio é ajustado e inserido no núcleo, não entra nos canais de irradiação da direção norte – sul, pois nesta direção estão

colocados os tubulões dos canais nucleares do reator. Tal fato, não interfere nos resultados uma vez que existe simetria do núcleo, já identificada pelos resultados das varetas combustíveis.

As medidas foram efetuadas com os fios nus, ou seja, o fluxo de neutrons obtido inclui neutrons térmicos e epitérmicos. Porém, é possível obter a razão de cádmio para o fio de ouro ($R_{Cd} = 2,1$) e o fator de cádmio ($F_{Cd}=1,325$) da literatura exatamente para as dimensões e composição do fio de ^{197}Au utilizado³⁴ e com isso separar a parcela de fluxo de neutrons térmica da epitérmica, através da equação (33)¹¹:

$$C_{nua} = C_{th} + C_{epit} \quad (33)$$

Onde:

C_{nua} é a contagem associada ao fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos obtida com os fios irradiados sem cobertura de cádmio;

C_{th} é a contagem para o fluxo de neutrons térmicos;

C_{epit} é a contagem para fluxo de neutrons epitérmicos.

A contagem para neutrons epitérmicos (C_{epit}) é obtida através da equação (34):

$$C_{epit} = F_{Cd} \frac{C_{nua}}{R_{Cd}} \quad (34)$$

Com as equações (33) e (34) e conhecidos a razão de cádmio para o fio de ouro, bem como o fator de cádmio, pode-se determinar o perfil dos fluxos térmicos e epitérmicos nas direções radial e axial e consequentemente o *Buckling* obtido a partir da espectroscopia gama dos fios de ouro.

4.2.1 Direção radial ao Longo do Núcleo do Reator

Na Figura 4.19 é mostrado o perfil de distribuição do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos na direção radial leste – oeste para o fio um (01) e também o ajuste efetuado para determinar o raio efetivo, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico gama de 411,80 keV do ^{198}Au .

Na Figura 4.20 é mostrado o perfil de distribuição do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos na direção radial leste – oeste para o fio 02 e também o ajuste efetuado para determinar o raio efetivo, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico gama de 411,80 keV do ^{198}Au .

Nas Figuras 4.21 e 4.22 são mostrados os perfis de distribuição do fluxo de neutrons térmicos na direção radial leste – oeste para os fios 01 e 02, respectivamente, e também o ajuste efetuado para determinar o raio efetivo, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico gama de 411,80 keV do ^{198}Au .

Nas Figuras 4.23 e 4.24 são mostrados os perfis de distribuição do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos na direção radial leste – oeste para os fios 01 e 02, respectivamente, e também o ajuste efetuado para determinar o raio efetivo, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico gama de 411,80 keV do ^{198}Au .

Figura 4.19: Perfil de distribuição do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos na direção radial leste – oeste para o fio de ouro um (01).

Figura 4.20: Perfil de distribuição do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos na direção radial leste – oeste para o fio de ouro 02.

Figura 4.21: Perfil de distribuição do fluxo de neutrons térmicos na direção radial leste – oeste para o fio de ouro um (01).

Figura 4.22: Perfil de distribuição do fluxo de neutrons térmicos na direção radial leste – oeste para o fio de ouro 02

Figura 4.23: Perfil de distribuição do fluxo de neutrons epitérmicos na direção radial leste – oeste para o fio de ouro um (01).

Figura 4.24: Perfil de distribuição do fluxo de neutrons epitérmicos na direção radial leste – oeste para o fio de ouro 02.

4.2.2 Direção Axial ao longo do Núcleo do Reator

Na Figura 4.25 é mostrado o perfil de distribuição do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos na direção axial para o fio um (01) e também o ajuste efetuado para determinar o raio efetivo, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico gama de 411,80 keV do ^{198}Au .

Na Figura 4.26 é mostrado o perfil de distribuição do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos na direção axial para o fio 02 e também o ajuste efetuado para determinar o raio efetivo, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico gama de 411,80 keV do ^{198}Au .

Nas Figuras 4.27 e 4.28 são mostrados os perfis de distribuição do fluxo de neutrons térmicos na direção axial para os fios 01 e 02, respectivamente, e também o ajuste efetuado para determinar o raio efetivo, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico gama de 411,80 keV do ^{198}Au .

Nas Figuras 4.29 e 4.30 são mostrados os perfis de distribuição do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos na direção radial axial para os fios 01 e 02, respectivamente, e também o ajuste efetuado para determinar o raio efetivo, a partir das taxas de contagem corrigidas do fotopico gama de 411,80 keV do ^{198}Au .

Figura 4.25: Perfil de distribuição do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos na direção axial para o fio de ouro um (01).

Figura 4.26: Perfil de distribuição do fluxo de neutrons térmicos e epitérmicos na direção axial para o fio de ouro 02.

Figura 4.27: Perfil de distribuição do fluxo de neutrons térmicos na direção axial para o fio de ouro um (01).

Figura 4.28: Perfil de distribuição do fluxo de neutrons térmicos na direção axial para o fio de ouro 02.

Figura 4.29: Perfil de distribuição do fluxo de neutrons epitérmicos na direção axial para o fio de ouro um (01).

Figura 4.30: Perfil de distribuição do fluxo de neutrons epitérmicos na direção axial para o fio de ouro 02.

4.2.3 Buckling Obtido Para os Fios de Ouro Irradiados

A partir dos gráficos e ajustes das Figuras de 4.19 a 4.30 foram obtidos os raios e altura efetivos e o *Buckling* total para os neutrons térmicos e epitérmicos para as medidas com os fios de ouro inseridos no núcleo do reator.

A Tabela 4.4 apresenta os dados gerais obtidos para os fios de ouro, ou seja, sem separação dos neutrons térmicos e epitérmicos. Os dados são apresentados para as medidas com os fotopicos gama do ^{198}Au .

Tabela 4.4: Dados obtidos e calculo do *Buckling* para neutrons térmicos e epitérmicos para os fios de ouro

Geral	Raio (10^{-2} m)	Altura (10^{-2} m)	B^2_{Geral} (m^{-2})
Fio 1	$28,04 \pm 0,39$	$67,75 \pm 0,45$	$95,09 \pm 2,04$
Fio 2	$30,14 \pm 0,71$	$69,61 \pm 0,74$	$84,06 \pm 3,01$

A Tabela 4.5 apresenta os dados gerais obtidos para os fios de ouro para neutrons térmicos.

Tabela 4.5: Dados obtidos e calculo do *Buckling* para neutrons térmicos para os fios de ouro

Térmico	Raio (10^{-2} m)	Altura (10^{-2} m)	$B^2_{\text{Térmico}}$ (m^{-2})
Fio 1	$27,62 \pm 0,42$	$67,73 \pm 0,43$	$97,33 \pm 2,34$
Fio 2	$30,05 \pm 0,81$	$69,48 \pm 0,76$	$84,51 \pm 3,48$

A Tabela 4.6 apresenta os dados gerais obtidos para os fios de ouro para neutrons epitérmicos.

Tabela 4.6: Dados obtidos e calculo do *Buckling* para neutrons epitérmicos para os fios de ouro

Epitérmico	Raio (10^{-2} m)	Altura (10^{-2} m)	$B^2_{\text{Epitérmico}}$ (m^{-2})
Fio 1	$27,65 \pm 0,22$	$67,73 \pm 0,43$	$97,20 \pm 1,21$
Fio 2	$29,55 \pm 0,73$	$69,49 \pm 0,76$	$86,70 \pm 3,29$

4.3 Medidas obtidas para folhas de ouro

As medidas e resultados obtidos para as folhas de ouro serão apresentadas em separado no Apêndice C, uma vez que não foram consideradas no calculo do

Buckling total do núcleo do reator IPEN/MB-01 por apresentarem divergências de valores em relação às medidas com as varetas combustíveis e os fios de ouro.

4.4 *Buckling* Total do Reator IPEN/MB-01 para a Configuração Cilíndrica de 28 varetas ao longo do Diâmetro do Núcleo

Com base nos dados obtidos nos cálculos realizados para a determinação do *Buckling* do reator IPEN/MB-01 das varetas combustíveis e dos fios de ouro, foi determinado o *Buckling* total do reator a partir do cálculo da média ponderada nas incertezas, bem como a incerteza associada ao cálculo¹⁹. No Anexo B são apresentadas as equações utilizadas no cálculo. A Tabela 4.7, apresenta um resumo de todos os valores obtidos e as respectivas incertezas, bem como o *Buckling* total calculado.

Tabela 4.7: Resumo dos resultados obtidos para *Buckling* do reator IPEN/MB-01 para as varetas combustíveis e fios de ouro e o *Buckling* total do reator.

MÉTODO	$B^2 \text{ (m}^{-2}\text{)}$
^{239}Np (Térmico + Epitérmico)	$103,37 \pm 3,57$
^{143}Ce , (Térmico + Epitérmico)	$99,45 \pm 3,84$
^{239}Np (Térmico)	$103,63 \pm 3,66$
^{143}Ce (Térmico)	$99,72 \pm 3,93$
^{239}Np (Epitérmico)	$103,63 \pm 3,66$
^{143}Ce (Epitérmico)	$99,72 \pm 3,93$
Fio (Térmico + Epitérmico)	$95,09 \pm 2,04$
Fio 2 (Térmico + Epitérmico)	$84,06 \pm 3,01$
Fio 1 (Térmico)	$97,33 \pm 2,34$
Fio 2 (Térmico)	$84,51 \pm 3,48$
Fio 1 (Epitérmico)	$97,20 \pm 1,21$
Fio 2 (Epitérmico)	$86,70 \pm 3,29$
Total	$96,55 \pm 7,47$

A partir da Tabela 4.7, observa-se que o *Buckling* total obtido para o reator IPEN/MB-01 na configuração cilíndrica de 28 varetas ao longo do diâmetro foi de **$96,55 \pm 7,47 \text{ m}^{-2}$** . Observa-se que os resultados de *Buckling* apontam que dentro da margem de erro, não existe diferença entre o *Buckling* térmico e epitérmico, fato esse que corrobora a teoria pois dentro da região assintótica se espera que os parâmetros integrais se mantenham constantes. e, portanto, pode - se calcular o *Buckling* total como sendo a média ponderada dos *Buckling* obtidos para as varetas combustíveis e para os fios de ouro.

4.5 Determinação da probabilidade de fuga de neutrons

Uma vez obtido os valor do *Buckling* para as varetas de combustível e para os fios de ouro, por meio das equações (25) e (26), pode-se calcular as probabilidades de não fuga térmica (P_T) e não fuga rápida (P_F), bem como a probabilidade de não fuga térmica e rápida (P_{TF}), a partir da multiplicação de P_T e P_F . Sabendo que $L^2 = 30,5879 \text{ cm}^2$ e $\tau = 1,90763 \text{ cm}^2$ para H_2O (moderador)³¹, a Tabela 4.8 apresenta os resultados das probabilidades calculadas e a média ponderada das probabilidades.

A probabilidade de não fuga térmica e rápida (P_{TF}) geral foi de **$76,16 \pm 1,50\%$** , a partir desse resultado pode - se concluir que a probabilidade de fuga dos nêutrons do núcleo do reator está em torno de $1 - P_{TF} \approx 24\%$, ou que, aproximadamente $\frac{1}{4}$ (um quarto) dos nêutrons, entre rápidos e térmicos, fogem do reator (mais nêutrons rápidos que térmicos, uma vez que a probabilidade de não fuga é menor).

Tabela 4.8 – Resultados para probabilidades de não fuga para nêutrons térmicos e epitérmicos a partir do Buckling obtido para as varetas combustíveis e para os fios de ouro.

	P_T (%)	P_F (%)	P_{TF} (%)
²³⁹ Np Contagens Integrais	75,98 ± 2,63	98,07 ± 3,46	74,51 ± 3,68
¹⁴³ Ce Contagens Integrais	76,68 ± 2,96	98,14 ± 3,87	75,25 ± 4,15
²³⁹ Np Contagens Separadas	75,93 ± 2,69	98,74 ± 3,54	74,98 ± 3,77
¹⁴³ Ce Contagens Separadas	76,63 ± 3,02	98,77 ± 3,94	75,69 ± 4,24
Fio 1 Contagens Integrais	77,47 ± 1,66	98,22 ± 2,15	76,09 ± 2,33
Fio 2 Contagens Integrais	79,55 ± 2,85	98,42 ± 3,58	78,29 ± 4,00
Fio 1 Contagens Separadas	77,06 ± 1,85	98,18 ± 1,24	75,66 ± 2,05
Fio 2 Contagens Separadas	79,46 ± 3,28	98,37 ± 3,79	78,17 ± 4,41
Média Ponderada	77,41 ± 1,51	98,39 ± 0,28	76,16 ± 1,50

5 Conclusões do Trabalho

O resultado obtido neste trabalho experimental é a medida do *Buckling* (B^2) do Reator IPEN/MB-01 para a configuração cilíndrica de menor excesso de reatividade, ou seja, aquela que possui apenas 28 varetas ao longo do seu diâmetro. O B^2 é uma medida da Curvatura do Fluxo de nêutrons até se anular, ou seja atingir o valor zero e indiretamente nos fornece uma estimativa da fuga de neutrons do núcleo do reator. Assim quanto menor o tamanho de um núcleo, maior a deformação, isto é, quanto maior for a curvatura do fluxo de neutrons maior será a fuga de nêutrons do sistema.

Pela forma geométrica do núcleo, ou seja, pela forma cilíndrica seria de se esperar uma probabilidade de fuga dos nêutrons menor que a configuração padrão retangular que utiliza 680 varetas combustíveis. De fato, por este motivo a configuração cilíndrica possui um excesso de reatividade maior (3271 pcm) que a configuração padrão retangular (2457 pcm) com a mesma quantidade de combustível²⁴. No entanto devido as pequenas dimensões do núcleo cilíndrico 28x28 (menos 112 varetas que a padrão retangular e a cilíndrica 30x30), a forma geométrica mais eficiente no quesito não fuga de nêutrons do sistema não chega a compensar a forma geométrica mais eficaz, razão pela qual a seu *Buckling* é maior que o obtido em trabalhos anteriores com a configuração retangular^{25,29}.

Para a direção radial foram observados valores mais elevados de *Buckling* no sentido da diminuição do núcleo, o que indica uma maior fuga de nêutrons do sistema núcleo, o que é de se esperar dada a sua menor dimensão neste sentido do núcleo.

Verifica-se também que a curvatura é independente do nível de potência, uma vez que, quando ocorrem mudanças de saída, as variações do fluxo de neutrons no núcleo ocorrem em todas as dimensões proporcionalmente, isto é, a forma da distribuição do fluxo de neutrons é inalterada. Fato esse que foram utilizadas irradiações com potências de 30 W e 100 W e o padrão de curvatura se manteve.

Os resultados para as folhas de ouro não foram considerados para cálculo do *Buckling* do reator, uma vez que os valores de *Buckling* térmico e epitérmico divergiram para além das incertezas, os dados e resultados obtidos são apresentados no Apêndice C.

A média ponderada dos quatro resultados permitiu a determinação de *Buckling* total do núcleo cilíndrico de menor excesso de reatividade do reator IPEN/MB-01 contendo apenas 568 varetas combustíveis e este valor é de **$96,55 \pm 7,47 \text{ m}^{-2}$** .

O valor obtido para a probabilidade de não fuga de neutrons térmicos e rápidos foi de **76,16 ± 1,50 %** e esse resultado indica que em torno de 24% dos neutrons fogem do núcleo do reator IPEN/MB-01 na configuração cilíndrica com 28 varetas combustíveis ao longo do diâmetro (28x28).

O trabalho assim cumpriu a sua missão de fornecer um conjunto de dados experimentais que possam servir de padrão de comparação e servirem como uma descrição do núcleo do reator IPEN/MB-01 em sua configuração cilíndrica de menor excesso de reatividade .

Como sugestão de trabalhos futuros sugerimos que os dados obtidos neste trabalho sejam comparados por cálculos realizados por métodos computacionais utilizados em Física de Reatores, tais como: CITATION^{26,27} e o método estatístico de monte carlo a partir do programa MCNP (Monte Carlo N-Particle Transport Code)^{28,35}. As medidas com as folhas de ouro poderão ser refeitas considerando um maior número de folhas, assim como já realizado no núcleo do reator IPEN/MB-01 para a configuração padrão retangular em que se utilizaram 11 folhas de ouro nas direções radiais do núcleo ^{29,32}. Outra sugestão é realizar as medidas do *Buckling* para a configuração cilíndrica de maior excesso de reatividade (30x30) e comparar diretamente os valores obtidos experimentais de *Buckling* e probabilidade de não fuga e fuga de nêutrons com os resultados obtidos neste trabalho.

APÊNDICE A – Dados obtidos na espectrometria das varetas combustível

Neste apêndice, são apresentados os dados obtidos experimentalmente para as varetas combustíveis e seus respectivos valores corrigidos. Esses dados foram utilizados como referência para os ajustes realizados para as varetas combustíveis e conseqüentemente para a obtenção dos valores de *Buckling* e as probabilidades de fuga de nêutrons do sistema.

A Tabela A.1 apresenta os dados obtidos a partir da operação para a direção radial norte – sul do reator tais como: código da vareta combustível, raio e posição considerada para o ajuste, tempo de espera, tempo de vida, tempo morto e as contagens e as respectivas incertezas.

Tabela A.1- Resultados para posição Radial Norte-Sul

N-S						Contagens			
Vareta	Raio	Posicao (cm)	Tempo de Espera (s)	Live Time (s)	Tempo Morto (%)	Np-239	Incerteza Np	Ce-143	Incerteza Ce
M-01	20,25	40,5	14220	1627,94	9,56	4418	388,78	4261	259,92
M-02	18,75	39	80340	1784,28	0,87	3851	146,34	2604	122,91
M-04	15,75	36	85140	1782,46	0,97	3828	160,39	2880	129,31
M-06	12,75	33	90000	1779,65	1,13	5477	170,33	3625	138,11
M-08	9,75	30	96060	1777,14	1,27	5990	173,71	4219	142,60
M-10	6,75	27	184340	1787,04	0,72	5127	137,92	2918	110,59
M-12	3,75	24	253800	1790,67	0,52	4218	125,27	2088	95,42
M-16	-2,25	18	257910	1790,72	0,52	4141	122,16	1748	96,14
M-18	-5,25	15	188520	1786,76	0,74	5001	138,03	2859	109,50
M-20	-8,25	12	180000	1787,46	0,70	4546	140,02	2768	108,78
M-22	-11,25	9	98100	1779,22	1,15	5404	172,39	3815	139,63
M-24	-14,25	6	92940	1781,21	1,04	4823	160,12	3606	129,82
M-26	-17,25	3	87900	1783,75	0,90	3611	330,05	2963	118,82
M-27	-18,75	1,5	82800	1784,41	0,87	3162	151,46	2250	124,20
M-28	-20,25	0	77940	1781	1,06	3481	153,86	3207	129,56

A Tabela A.2 apresentam os dados obtidos para a direção radial leste – oeste.

Tabela A.2- Resultados para posição Radial Leste-Oeste.

L-O							Contagens		
Vareta	Raio	Posição (cm)	Tempo de Espera (s)	Live Time (s)	Tempo Morto (%)	Np-239	Incerteza	Ce-143	Incerteza
ab-14	-20,25	0	16320	1654,58	8,08	3194	363,80	4638	243,03
A-14	-18,75	1,5	102120	1787,2	0,71	3318	137,37	2357	111,96
C-14	-15,75	4,5	167640	1791,49	0,47	3160	117,24	1880	92,50
E-14	-12,75	7,5	171660	1789,95	0,56	4021	127,06	2182	102,77
G-14	-9,75	10,5	176040	1788,03	0,67	4648	136,65	2609	109,32
I-14	-6,75	13,5	182400	1787,93	0,67	4758	142,26	2753	112,60
K-14	-3,75	16,5	251700	1790,53	0,53	4407	122,96	1994	96,51
O-14	2,25	22,5	255780	1790,73	0,51	4148	124,03	2217	94,44
Q-14	5,25	25,5	186480	1787,66	0,69	4886	140,72	2816	110,39
S-14	8,25	28,5	177960	1787,63	0,69	4436	138,85	2792	107,49
U-14	11,25	31,5	173640	1788,71	0,63	4436	136,63	2456	108,06
W-14	14,25	34,5	169680	1790,94	0,50	3430	122,79	2004	98,00
Y-14	17,25	37,5	165480	1792,09	0,44	2323	116,85	1709	89,04
Z-14	18,75	39	100140	1786,46	0,75	3163	139,49	2374	113,24
za-14	20,25	40,5	11880	1576,62	12,41	5886	430,86	4208	286,99

A Tabela A.3 apresenta os dados obtidos para a direção axial.

Tabela A.3- Resultados para posição Axial da vareta M14.

Posição	Tempo de Espera (s)	Live Time (s)	Tempo Morto (%)	Np-239	Incerteza	Ce-143	Incerteza
0	15904	1697,37	5,7	4012	308,12	4360	245,03
2	17705	1701,68	5,46	5450	309,02	3090	254,00
4	19506	1697,29	5,71	5712	312,45	4131	256,12
6	21307	1693,38	5,92	5887	317,90	6410	254,48
8	23108	1685,32	6,37	7517	316,47	5595	256,81
10	24909	1682,98	6,5	7825	318,48	6319	259,71
12	26710	1676,72	6,85	6875	319,00	6504	258,86
14	28511	1621,69	9,91	7277	319,46	6600	256,08
16	30312	1664,37	7,54	8046	314,60	7535	253,18
18	32114	1611,83	10,45	8168	312,83	6180	252,14
20	33915	1672,32	7,09	8387	309,48	7694	249,29
22	35716	1535,65	14,69	8584	303,02	7359	245,05
24	37517	1625,55	9,69	8306	296,52	8053	237,56
26	39319	1525,62	15,24	8944	289,79	7617	235,37
28	41120	1603,61	10,91	7948	281,36	7853	226,17
30	42921	1509,86	16,12	8070	273,57	7487	220,12
32	44722	1580,06	12,22	7873	263,75	7052	212,27
34	46523	1428,76	20,62	7527	252,91	5877	206,28
36	48324	1533,21	14,82	6665	243,94	6123	197,16
38	50125	1468,24	18,43	5911	235,26	5818	186,18
40	51926	1514,22	15,88	6136	217,83	4627	180,45
42	53727	1746,82	2,95	5784	207,65	4803	167,14
44	55528	1766,3	1,87	5031	195,71	4242	156,53
46	57330	1751,84	2,68	4605	177,75	3797	144,29
48	59131	1771,85	1,56	3680	166,70	3079	132,40
50	60932	1763,1	2,05	2413	156,60	2326	124,21
52	62733	1769,86	1,67	2483	137,81	2218	113,34
54	64534	1782,13	0,99	1031	87,94	843	73,68
56	66335	1658,49	7,86	1789	128,09	1666	103,79

As Tabelas A.4, A.5, A.6 e A.7 apresentam as contagens corrigidas integrais (nêutrons térmicos mais epitérmicos), contagens corrigidas para nêutrons térmicos e contagens corrigidas para nêutrons epitérmicos para o ^{239}Np e ^{143}Ce nas direções radiais leste – oeste e norte - sul.

Tabela A.4: Dados de posição e das contagens corrigidas para a direção radial leste - oeste para o ^{239}Np .

Np239	Geral		Epitérmico		Térmico	
Posição (cm)	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas
-20,25	2,04074	0,23244	1,428518	0,162708	0,612222	0,069732
-18,75	2,62881	0,10883	1,840167	0,076181	0,788643	0,032649
-15,75	3,1221	0,11583	2,18547	0,081081	0,93663	0,034749
-12,75	4,03101	0,12738	2,821707	0,089166	1,209303	0,038214
-9,75	4,73468	0,1392	3,314276	0,09744	1,420404	0,04176
-6,75	4,95315	0,1481	3,467205	0,10367	1,485945	0,04443
-3,75	5,80067	0,16184	4,060469	0,113288	1,740201	0,048552
2,25	5,53554	0,16551	3,874878	0,115857	1,660662	0,049653
5,25	5,15835	0,14856	3,610845	0,103992	1,547505	0,044568
8,25	4,54939	0,1424	3,184573	0,09968	1,364817	0,04272
11,25	4,48024	0,13799	3,136168	0,096593	1,344072	0,041397
14,25	3,41354	0,1222	2,389478	0,08554	1,024062	0,03666
17,25	2,27755	0,11456	1,594285	0,080192	0,683265	0,034368

Tabela A.5: Dados de posição e das contagens corrigidas para a direção radial leste - oeste para o ^{143}Ce .

Ce143	Geral		Epitérmico		Térmico	
Posição (cm)	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas
-18,75	2,39315	0,11367	0,263247	0,012504	2,129904	0,101166
-15,75	2,79101	0,13732	0,307011	0,015105	2,483999	0,122215
-12,75	3,31909	0,15633	0,3651	0,017196	2,95399	0,139134
-9,75	4,07571	0,17077	0,448328	0,018785	3,627382	0,151985
-6,75	4,46352	0,18256	0,490987	0,020082	3,972533	0,162478
-3,75	4,83703	0,23411	0,532073	0,025752	4,304957	0,208358
2,25	5,50693	0,2346	0,605762	0,025806	4,901168	0,208794
5,25	4,67636	0,18331	0,5144	0,020164	4,16196	0,163146
8,25	4,41172	0,16985	0,485289	0,018684	3,926431	0,151167
11,25	3,78191	0,1664	0,41601	0,018304	3,3659	0,148096
14,25	3,01165	0,14727	0,331282	0,0162	2,680369	0,13107
17,25	2,50453	0,13049	0,275498	0,014354	2,229032	0,116136
18,75	2,38371	0,1137	0,262208	0,012507	2,121502	0,101193

Tabela A.6: Dados de posição e das contagens corrigidas para a direção radial norte - sul para o ^{239}Np .

Np239	Geral		Epitérmico		Térmico	
Posição (cm)	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas
15,75	2,87007	0,12026	2,009049	0,084182	0,861021	0,036078
12,75	4,18154	0,13005	2,927078	0,091035	1,254462	0,039015
9,75	4,67517	0,13558	3,272619	0,094906	1,402551	0,040674
6,75	5,37534	0,1446	3,762738	0,10122	1,612602	0,04338
3,75	5,59131	0,16606	3,913917	0,116242	1,677393	0,049818
-2,25	5,56647	0,16421	3,896529	0,114947	1,669941	0,049263
-5,25	5,31925	0,14681	3,723475	0,102767	1,595775	0,044043
-8,25	4,69516	0,14461	3,286612	0,101227	1,408548	0,043383
-11,25	4,24225	0,13533	2,969575	0,094731	1,272675	0,040599
-14,25	3,71603	0,12337	2,601221	0,086359	1,114809	0,037011
-17,25	2,73096	0,24961	1,911672	0,174727	0,819288	0,074883
-18,75	2,34934	0,11253	1,644538	0,078771	0,704802	0,033759

Tabela A.7: Dados de posição e das contagens corrigidas para a direção radial norte - sul para o ^{143}Ce .

Ce143	Geral		Epitérmico		Térmico	
Posição (cm)	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas
18,75	2,33221	0,11008	0,256543	0,012109	2,075667	0,097971
15,75	2,65538	0,11923	0,292092	0,013115	2,363288	0,106115
12,75	3,44384	0,13121	0,378822	0,014433	3,065018	0,116777
9,75	4,15829	0,14055	0,457412	0,015461	3,700878	0,12509
6,75	4,78728	0,18144	0,526601	0,019958	4,260679	0,161482
3,75	5,1271	0,23431	0,563981	0,025774	4,563119	0,208536
-5,25	4,80704	0,18411	0,528774	0,020252	4,278266	0,163858
-8,25	4,42659	0,17396	0,486925	0,019136	3,939665	0,154824
-11,25	3,80068	0,1391	0,418075	0,015301	3,382605	0,123799
-14,25	3,48201	0,12535	0,383021	0,013789	3,098989	0,111562
-17,25	2,77425	0,11125	0,305168	0,012238	2,469083	0,099013
-18,75	2,04415	0,11284	0,224857	0,012412	1,819294	0,100428

As Tabelas A.8 e A.9 apresentam as contagens corrigidas integrais (nêutrons térmicos mais epitérmicos), contagens corrigidas para nêutrons térmicos e contagens corrigidas para nêutrons epitérmicos para o ^{239}Np e ^{143}Ce na direção axial.

Tabela A.8: Dados de posição e das contagens corrigidas para a direção axial para o ^{239}Np .

Np239	Geral		Epitérmico		Térmico	
Posição (cm)	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas
4	3,59655	0,19673	2,517585	0,137711	1,078965	0,059019
6	3,73815	0,20186	2,616705	0,141302	1,121445	0,060558
8	4,82552	0,20315	3,377864	0,142205	1,447656	0,060945
10	5,06117	0,20599	3,542819	0,144193	1,518351	0,061797
12	4,49078	0,20837	3,143546	0,145859	1,347234	0,062511
14	4,94491	0,21708	3,461437	0,151956	1,483473	0,065124
16	5,36004	0,20958	3,752028	0,146706	1,608012	0,062874
18	5,65327	0,21652	3,957289	0,151564	1,695981	0,064956
20	5,6293	0,20772	3,94051	0,145404	1,68879	0,062316
22	6,3129	0,22285	4,41903	0,155995	1,89387	0,066855
24	5,80613	0,20728	4,064291	0,145096	1,741839	0,062184
26	6,70265	0,21717	4,691855	0,152019	2,010795	0,065151
28	5,70143	0,20183	3,991001	0,141281	1,710429	0,060549
30	6,18623	0,20971	4,330361	0,146797	1,855869	0,062913
32	5,80256	0,19439	4,061792	0,136073	1,740768	0,058317
34	6,17277	0,2074	4,320939	0,14518	1,851831	0,06222
36	5,12483	0,18757	3,587381	0,131299	1,537449	0,056271
38	4,77539	0,19006	3,342773	0,133042	1,432617	0,057018
40	4,83622	0,17169	3,385354	0,120183	1,450866	0,051507
42	3,97607	0,14274	2,783249	0,099918	1,192821	0,042822
44	3,44134	0,13387	2,408938	0,093709	1,032402	0,040161
46	3,19549	0,12335	2,236843	0,086345	0,958647	0,037005
48	2,54032	0,11508	1,778224	0,080556	0,762096	0,034524
50	1,68427	0,10931	1,178989	0,076517	0,505281	0,032793
52	1,73713	0,09641	1,215991	0,067487	0,521139	0,028923
54	0,72074	0,06148	0,504518	0,043036	0,216222	0,018444
56	1,35214	0,09681	0,946498	0,067767	0,405642	0,029043

Tabela A.9: Dados de posição e das contagens corrigidas para a direção axial para o ^{143}Ce .

Ce143	Geral		Epitérmico		Térmico	
Posição (cm)	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas
4	2,72728	0,16909	0,300001	0,0186	2,427279	0,15049
6	4,28645	0,17017	0,47151	0,018719	3,814941	0,151451
8	3,79906	0,17438	0,417897	0,019182	3,381163	0,155198
10	4,34202	0,17846	0,477622	0,019631	3,864398	0,158829
12	4,53321	0,18042	0,498653	0,019846	4,034557	0,160574
14	4,80647	0,18649	0,528712	0,020514	4,277758	0,165976
16	5,40315	0,18155	0,594347	0,019971	4,808804	0,16158
18	4,62434	0,18867	0,508677	0,020754	4,115663	0,167916
20	5,6076	0,18169	0,616836	0,019986	4,990764	0,161704
22	5,90248	0,19655	0,649273	0,021621	5,253207	0,17493
24	6,16637	0,18191	0,678301	0,02001	5,488069	0,1619
26	6,28024	0,19406	0,690826	0,021347	5,589414	0,172713
28	6,225	0,17928	0,68475	0,019721	5,54025	0,159559
30	6,36997	0,18728	0,700697	0,020601	5,669273	0,166679
32	5,79387	0,1744	0,637326	0,019184	5,156544	0,155216
34	5,39623	0,18941	0,593585	0,020835	4,802645	0,168575
36	5,29445	0,17048	0,58239	0,018753	4,712061	0,151727
38	5,30883	0,16988	0,583971	0,018687	4,724859	0,151193
40	4,13711	0,16135	0,455082	0,017749	3,682028	0,143602
42	3,76196	0,13092	0,413816	0,014401	3,348144	0,116519
44	3,32063	0,12253	0,365269	0,013478	2,955361	0,109052
46	3,02849	0,11508	0,333134	0,012659	2,695356	0,102421
48	2,45373	0,10551	0,26991	0,011606	2,18382	0,093904
50	1,88253	0,10053	0,207078	0,011058	1,675452	0,089472
52	1,80715	0,09235	0,198787	0,010159	1,608364	0,082192
54	0,68933	0,06025	0,075826	0,006628	0,613504	0,053623
56	1,47932	0,09216	0,162725	0,010138	1,316595	0,082022

APÊNDICE B – Dados obtidos na espectrometria dos fios de ouro

As Tabelas B.1 e B.2 apresentam as contagens corrigidas integrais (nêutrons térmicos mais epitérmicos), contagens corrigidas para nêutrons térmicos e contagens corrigidas para nêutrons epitérmicos para os dois fios de ouro na direção radial.

Tabela B.1: Dados de posição e das contagens corrigidas para a direção radial para o fio de ouro um (01).

Fio 1 Radial	Geral		Epitérmico		Térmico	
Posição (mm)	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas
-180	5,4	0,04	3,41	0,03	1,99	0,01
-160	6,1	0,04	3,85	0,03	2,25	0,01
-140	7,12	0,05	4,49	0,03	2,63	0,02
-120	7,89	0,05	4,98	0,03	2,91	0,02
-100	9,23	0,06	5,82	0,04	3,41	0,02
-80	9,13	0,05	5,76	0,03	3,37	0,02
-60	10,05	0,06	6,34	0,04	3,71	0,02
-40	10,91	0,06	6,88	0,04	4,03	0,02
-20	10,63	0,06	6,71	0,04	3,92	0,02
0	11	0,06	6,94	0,04	4,06	0,02
20	10,75	0,06	6,78	0,04	3,97	0,02
40	10,54	0,06	6,65	0,04	3,89	0,02
60	10,34	0,06	6,52	0,04	3,82	0,02
80	9,72	0,06	6,13	0,04	3,59	0,02
100	9,58	0,06	6,04	0,04	3,54	0,02
120	8,17	0,05	5,15	0,03	3,02	0,02
140	7,32	0,05	4,62	0,03	2,70	0,02
160	6,2	0,05	3,91	0,03	2,29	0,02
180	5,56	0,05	3,51	0,03	2,05	0,02

Tabela B.2: Dados de posição e das contagens corrigidas para a direção radial para o fio de ouro 02.

Fio 2 Radial	Geral		Epitérmico		Térmico	
Posição (mm)	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas
-200	5,53	0,06	3,49	0,04	2,04	0,02
-180	6,05	0,07	3,82	0,04	2,23	0,03
-160	6,15	0,06	3,88	0,04	2,27	0,02
-140	7,03	0,07	4,44	0,04	2,59	0,03
-120	7,94	0,07	5,01	0,04	2,93	0,03
-100	8,91	0,08	5,62	0,05	3,29	0,03
-80	9,19	0,08	5,80	0,05	3,39	0,03
-60	10,28	0,08	6,49	0,05	3,79	0,03
-40	10,83	0,09	6,83	0,06	4,00	0,03
-20	10,58	0,09	6,68	0,06	3,90	0,03
0	11,03	0,09	6,96	0,06	4,07	0,03
20	10,66	0,09	6,73	0,06	3,93	0,03
40	10,65	0,09	6,72	0,06	3,93	0,03
60	10,22	0,09	6,45	0,06	3,77	0,03
80	9,79	0,09	6,18	0,06	3,61	0,03
100	10,36	0,1	6,54	0,06	3,82	0,04
120	8,16	0,08	5,15	0,05	3,01	0,03
140	7,33	0,08	4,62	0,05	2,71	0,03
160	6,34	0,07	4,00	0,04	2,34	0,03
180	5,65	0,07	3,56	0,04	2,09	0,03
200	5,36	0,06	3,38	0,04	1,98	0,02

As Tabelas B.3 e B.4 apresentam as contagens corrigidas integrais (nêutrons térmicos mais epitérmicos), contagens corrigidas para nêutrons térmicos e contagens corrigidas para nêutrons epitérmicos para os fios de ouro na direção axial.

Tabela B.3: Dados de posição e das contagens corrigidas para a direção radial para o fio de ouro um (01).

Fio 1 Axial	Geral		Epitérmico		Térmico	
Posição (cm)	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas
20	8,98	0,05	5,67	0,03	3,31	0,02
40	10,61	0,06	6,69	0,04	3,92	0,02
60	12,26	0,06	7,74	0,04	4,52	0,02
80	13,88	0,06	8,76	0,04	5,12	0,02
100	15,32	0,07	9,67	0,04	5,65	0,03
120	16,79	0,07	10,59	0,04	6,20	0,03
140	17,97	0,07	11,34	0,04	6,63	0,03
160	18,82	0,08	11,87	0,05	6,95	0,03
180	19,86	0,1	12,53	0,06	7,33	0,04
200	20,61	0,08	13,00	0,05	7,61	0,03
220	21	0,08	13,25	0,05	7,75	0,03
240	21,26	0,08	13,41	0,05	7,85	0,03
260	22,11	0,09	13,95	0,06	8,16	0,03
280	21,42	0,08	13,52	0,05	7,91	0,03
300	20,92	0,08	13,20	0,05	7,72	0,03
320	20,66	0,1	13,04	0,06	7,62	0,04
340	19,72	0,08	12,44	0,05	7,28	0,03
360	19,06	0,08	12,03	0,05	7,03	0,03
380	18,2	0,08	11,48	0,05	6,72	0,03
400	16,92	0,08	10,68	0,05	6,24	0,03
420	15,74	0,08	9,93	0,05	5,81	0,03
440	14,22	0,07	8,97	0,04	5,25	0,03
460	12,78	0,07	8,06	0,04	4,72	0,03
480	10,92	0,06	6,89	0,04	4,03	0,02
500	9,22	0,06	5,82	0,04	3,40	0,02
520	7,97	0,05	5,03	0,03	2,94	0,02
540	7,05	0,05	4,45	0,03	2,60	0,02

Tabela B.4: Dados de posição e das contagens corrigidas para a direção radial para o fio de ouro 02.

Fio 2 Axial	Geral		Epitérmico		Térmico	
Posição (cm)	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas	Contagens Corrigidas	Incerteza Contagens Corrigidas
0	9,75	0,08	6,15	0,05	3,60	0,03
20	10,65	0,09	6,72	0,06	3,93	0,03
40	10,99	0,08	6,93	0,05	4,06	0,03
60	12,84	0,09	8,10	0,06	4,74	0,03
80	14,17	0,09	8,94	0,06	5,23	0,03
100	17,43	0,11	11,00	0,07	6,43	0,04
120	17,46	0,11	11,02	0,07	6,44	0,04
160	19,62	0,11	12,38	0,07	7,24	0,04
180	20,61	0,12	13,00	0,08	7,61	0,04
200	20,94	0,12	13,21	0,08	7,73	0,04
220	21,77	0,12	13,74	0,08	8,03	0,04
240	21,87	0,12	13,80	0,08	8,07	0,04
260	23,23	0,13	14,66	0,08	8,57	0,05
280	21,96	0,13	13,86	0,08	8,10	0,05
300	21,53	0,12	13,58	0,08	7,95	0,04
320	21,43	0,13	13,52	0,08	7,91	0,05
340	20,77	0,12	13,10	0,08	7,67	0,04
360	19,89	0,12	12,55	0,08	7,34	0,04
380	18,69	0,12	11,79	0,08	6,90	0,04
400	17,39	0,11	10,97	0,07	6,42	0,04
440	14,83	0,11	9,36	0,07	5,47	0,04
460	13,03	0,1	8,22	0,06	4,81	0,04
480	11,32	0,09	7,14	0,06	4,18	0,03
500	9,52	0,09	6,01	0,06	3,51	0,03
520	8,17	0,08	5,15	0,05	3,02	0,03
540	7,36	0,08	4,64	0,05	2,72	0,03

APÊNDICE C – Dados obtidos na espectrometria das folhas de ouro

A Tabela C.1 apresenta os dados de fluxo de nêutrons térmicos e epitérmicos na direção radial para as folhas de ouro e as respectivas cotas em que foram inseridas e irradiadas^{11,18}.

Tabela C.1: Dados de fluxo de nêutrons térmicos e epitérmicos para os fios de ouro na direção radial.

Cotas Radiais (mm)	Posição (mm)	Fluxo de Nêutrons Térmicos (N/cm ² s)	Incerteza (N/cm ² s)	Fluxo de Nêutrons Epitérmicos (N/cm ² s)	Incerteza (N/cm ² s)
15	-195	1,30E+08	3,33E+07	8,10E+08	1,79E+07
112,5	-97,5	6,08E+08	4,25E+07	1,03E+09	2,02E+07
210	0	8,22E+08	5,23E+07	1,36E+09	2,60E+07
307,5	97,5	9,68E+08	5,75E+07	1,04E+09	2,89E+07
405	195	7,23E+08	2,67E+07	3,90E+08	1,32E+07

A Tabela C.2 apresenta os dados de fluxo de nêutrons térmicos e epitérmicos na direção axial para as folhas de ouro e as respectivas cotas em que foram inseridas e irradiadas.

Tabela C.2: Dados de fluxo de nêutrons térmicos e epitérmicos para os fios de ouro na direção radial.

Cotas Axiais (mm)	Fluxo de Nêutrons Térmicos (N/cm ² s)	Incerteza (N/cm ² s)	Fluxo de Nêutrons Epitérmicos (N/cm ² s)	Incerteza (N/cm ² s)
91	3,93E+08	2,46E+07	4,97E+08	1,22E+07
182	5,76E+08	4,29E+07	9,78E+08	2,28E+07
273	6,37E+08	7,44E+07	1,32E+09	3,59E+07
364	8,22E+08	5,23E+07	1,36E+09	2,60E+07
455	7,97E+08	5,61E+07	1,18E+09	2,79E+07
546	6,08E+08	4,25E+07	8,29E+08	2,02E+07
637	3,81E+08	2,22E+07	3,54E+08	9,68E+06

A partir dos dados das folhas de ouro apresentados nas Tabelas C.1 e C.2, foram realizados os ajustes para obtenção do raio e altura efetivos e consequentemente o *Buckling* para as folhas de ouro. O gráfico da Figura C.1 apresenta o ajuste para nêutrons térmicos na direção radial.

Figura C.1: Perfil do fluxo de nêutrons térmicos na direção radial para as folhas de ouro.

O gráfico da Figura C.2 apresenta o ajuste para nêutrons epitérmicos na direção radial.

Figura C.2: Perfil do fluxo de nêutrons epitérmicos na direção radial para as folhas de ouro.

O gráfico da Figura C.3 apresenta o ajuste para nêutrons térmicos na direção axial.

Figura C.3: Perfil do fluxo de nêutrons térmicos na direção axial para as folhas de ouro.

O gráfico da Figura C.4 apresenta o ajuste para nêutrons epitérmicos na direção axial.

Figura C.4: Perfil do fluxo de nêutrons epitérmicos na direção axial para as folhas de ouro.

A partir dos ajustes dos gráficos apresentados nas Figuras de C.1 a C.4, os resultados obtidos para raio e altura efetivos, bem como para o *Buckling* térmico e epitérmico do reator IPEN/MB-01 para as folhas de ouro. A Tabela C.3 apresenta esses dados.

Tabela C.3: Resultados obtidos a partir dos dados dos fios de ouro.

Nêutrons	Raio (10 ⁻² m)	Altura (10 ⁻² m)	<i>Buckling</i> (m ⁻²)
Térmico	33,8 ± 2,24	80,38 ± 2,50	65,90 ± 6,78
Epitérmico	27,98 ± 3,44	68,53 ± 0,44	94,87 ± 18,16

Observa-se a partir dos dados da Tabela C.3 que existe uma divergência entre os valores obtidos para o *Buckling* térmico e para o epitérmico, tais resultados não convergem mesmo se consideradas as incertezas dos cálculos. Nesse sentido, as medidas com as folhas de ouro precisam ser mais bem estudadas e a sugestão de se refazer as medidas considerando uma quantidade maior de folhas nas direções radial e axial foram apresentadas na conclusão do trabalho.

APÊNDICE D - OBTENÇÃO DA FUNÇÃO DE BESSEL PARA O AJUSTE DA CURVATURA DO FLUXO DE NEUTRONS

Neste apêndice são apresentadas as equações que possibilitaram fazer o ajuste da função de Bessel no software Origin e com isso determinar o raio efetivo para as medidas radiais.

Função de Bessel

$$J_n(x) = \sum_{s=0}^{\infty} \frac{(-1)^s}{s!(n+s)!} \left(\frac{x}{2}\right)^{n+2s}$$

Função de Bessel de ordem zero

$$J_0(x) = \sum_{s=0}^{\infty} \frac{(-1)^s}{(s!)^2} \left(\frac{x}{2}\right)^{2s}$$

Para o caso de um reator no formato cilíndrico a função de Bessel fica de acordo com a equação abaixo:

$$J_0\left(\frac{2,405 r}{R_{ex}}\right) = \sum_{s=0}^{\infty} \frac{(-1)^s}{(s!)^2} \left(\frac{2,405 r}{2R_{ex}}\right)^{2s} = \sum_{s=0}^{\infty} \frac{(-1)^s}{(s!)^2} \left(\frac{2,405 r}{D_{ex}}\right)^{2s}$$

onde R_{ex} é o raio extrapolado e $D_{ex}=2R_{ex}$ que é o diâmetro extrapolado.

Para o reator IPEN/MB-01 no formato cilíndrico a função de Bessel foi expandida até a quinta ordem, pois já se obtém um bom ajuste com o χ^2 bem próximo de 1. A equação inserida no programa Origin 8.5.1 para a obtenção do ajuste automático está expresso abaixo:

$$y = A \left[C1 - \left(\frac{C0 x}{D}\right) + \left(\frac{C0 x}{D}\right)^2 + C2 \left(\frac{C0 x}{D}\right)^4 - C3 \left(\frac{C0 x}{D}\right)^6 + C4 \left(\frac{C0 x}{D}\right)^8 - C5 \left(\frac{C0 x}{D}\right)^{10} \right]$$

onde y é a função de Bessel multiplicada pela amplitude do fluxo de nêutrons, x é a distância radial, A é amplitude de fluxo, D é o diâmetro extrapolado D_{ex} e as constantes $C0$, $C1$, $C2$, $C3$, $C4$ e $C5$ são respectivamente os valores 2,405, 1, $1/(2!)^2$, $1/(3!)^2$, $1/(4!)^2$ e $1/(5!)^2$.

APÊNDICE E – O ENSINO DO TEMA ENERGIA NUCLEAR NO ENSINO MÉDIO

O presente projeto teve como parceira a Secretaria Estadual de Educação do Estado de São Paulo que através do programa Bolsa Mestrado, financiou parte do presente estudo.

O mestrando é professor da rede estadual de ensino e recebeu bolsa incentivo do programa para realização do mestrado, como um dos requisitos, esta dissertação deverá apresentar aspectos pedagógicos que possam contribuir para o ensino de Física nas escolas estaduais. Nesse sentido, o trabalho foi ampliado para além das medidas e análises da Física de Reatores.

E.1 Objetivo

Essa parte pedagógica tem como objetivo apresentar um retrato da compreensão de estudantes do terceiro ano do ensino médio de uma escola da rede estadual de ensino de São Paulo. Será apresentado um diagnostico de como os alunos interagem com o tema Energia Nuclear após passarem por pelo menos 10 anos pelo sistema de ensino oficial.

E.2 Introdução

Desde 2008, o governo do Estado de São Paulo, por meio da Secretaria Estadual de Educação, implantou no terceiro ano do ensino médio temas relacionados à física moderna, sobretudo temas que envolvem a utilização da energia nuclear.

Tal inserção de conteúdo está em consonância com os parâmetros curriculares nacionais, uma vez que são temas atuais, muito presentes no cotidiano dos cidadãos. No que se refere ao ensino de Física, temos a partir do PCN+ que²¹:

“A Física deve apresentar-se, portanto, como um conjunto de competências específicas que permitam perceber e lidar com os fenômenos naturais e tecnológicos, presentes tanto no cotidiano mais imediato quanto na compreensão do universo distante [...] Trata-se de construir uma visão da Física que esteja voltada para a formação de um cidadão contemporâneo, atuante e solidário, com instrumentos para compreender, intervir e participar na realidade”.
p.2.

Estudos demonstram que existe uma dificuldade de compreensão dessa temática por parte dos estudantes e nesse sentido, é necessário buscar a superação do conhecimento superficial e ineficiente que os alunos detêm sobre o tema Energia Nuclear, incluindo-o como um dos temas atuais de Física²².

E.3 Metodologia

Para a obtenção de informações dos conhecimentos adquiridos ao longo do processo escolar pelos alunos, foram realizadas duas atividades específicas: a primeira consistiu de redação cujo tema era energia nuclear; a segunda se baseou na realização de questionário prévio com alunos do terceiro ano do Ensino Médio sobre questões básicas associadas à Energia Nuclear. A Figura E.1 apresenta o questionário que foi utilizado como referência²².

Questionário

Nome:	Idade:
Escola:	Série:

1- Você estudou algo sobre Energia Nuclear na escola?

☐ Sim ☐ Não

Se sua resposta foi sim, relate o que foi apresentado pelo professor:

2- Você sabe identificar qual desses símbolos abaixo está relacionado com a Energia Nuclear?

a)

b)

c)

d)

3- Você já teve acesso a alguma informação sobre Energia Nuclear através dos meios de comunicação?

☐ Sim ☐ Não

Caso a resposta anterior seja sim, qual ou quais foram esses meios de comunicação?

☐ Televisão ☐ Internet ☐ Revistas ☐ Outros _____

4- O que te faz lembrar a palavra Energia Nuclear?

5- Existem Usinas Nucleares no Brasil? Onde estão localizadas?

6 - Onde se utiliza tecnologia nuclear em nossa sociedade?

7- Qual a sua opinião sobre o uso da Energia Nuclear para a sociedade?

Figura E.1: Questionário submetido aos alunos

Importante salientar que a redação e o questionário foram realizados pelos alunos sem que houvesse qualquer introdução ao tema por parte do professor a fim de evitar possíveis interferências e induções aos alunos.

Participaram das atividades 77 alunos de faixa etária de 16 a 18 anos. A partir das redações e dos questionários foram elaborados gráficos comparativos.

E.4 Resultados

As informações obtidas com as redações e com as respostas ao questionário foram separadas em categorias e inseridas em gráficos do tipo “pizza” para um comparativo percentual.

O primeiro gráfico, Figura E.2, esta associado a lembrança que os estudantes tem de o tema energia nuclear ter sido abordado ao longo de sua vida escola.

Figura E.2: Representação percentual dos estudantes que lembram de ter estudado sobre energia nuclear

Pode-se constatar que 67,53% relatam não ter estudado sobre o tema na escola e dos que afirmam ter estudado a grande maioria deles 24,68% conseguem citar os assuntos abordados.

A Figura E.3, apresenta o reconhecimento do símbolo que indica o símbolo de radioatividade / radiação.

Figura E.3: Reconhecimento do Símbolo de Radiação

Em relação ao símbolo, a grande maioria, 70,13%, conseguiram identificar o correto. Não é possível identificar se o acerto se deu ao fato de o símbolo ter sido apresentado na escola ou se o acerto foi por eliminação dos demais. De qualquer forma, como no gráfico anterior, Figura E.2, tivemos um grande número de estudantes que afirmavam não terem estudado sobre energia nuclear na escola, é provável que o reconhecimento do símbolo ocorreu por influência de algum meio de comunicação.

Exatamente sobre isso a Figura E.4 apresenta os dados sobre a obtenção de informação sobre energia nuclear em meios de comunicação.

Figura E.4: Acesso a informação sobre energia nuclear em meios de comunicação

A partir da figura E.4, observa-se que os meios de comunicação tais como: televisão, internet, revistas e outros são os grandes responsáveis pelas informações obtidas sobre energia nuclear e, portanto, são os principais instrumentos divulgadores desse campo do conhecimento. O resultado dos estudantes que afirmam ter obtido informações sobre energia nuclear através dos meios de comunicação é de 94,59%.

A Figura E.5, indica entre os meios de comunicação, qual é o meio de comunicação mais influente, bem como o percentual de estudantes que obtiveram informações sobre energia nuclear em dois ou mais meios.

Figura E.5: Meios de comunicação nos quais foram obtidas as informações sobre energia nuclear

A partir da Figura E.5, pode-se constatar que a televisão é o mais influente e principal meio de comunicação responsável por divulgar e registrar o tema energia nuclear junto aos estudantes, uma vez que 50% deles afirmam que a obtenção de informação foi exclusivamente através da televisão. Os outros 50% dos estudantes afirmaram ter obtido informações sobre energia nuclear em mais de um meio de comunicação, dado relevante que indica que o tema vem sendo abordado por diversos meios de comunicação, fato esse que contribui para a popularização do tema.

Com o sentido de identificar quais dos temas relacionados a energia nuclear os estudantes se recordam, a Figura E.6 apresenta os dados obtidos em relação a esta questão.

Figura E.6: Temas relacionados a energia nuclear que os estudantes recordam

A Figura E.6 indica que quando se fala em energia nuclear o principal tema que surge e está registrado no escopo de informações obtidas pelos estudantes por 58,67% deles, está associado a bombas nucleares, ações destrutivas e guerras. Ainda, a geração de energia elétrica aparece como uma segunda associação do tema.

Em relação a geração de energia elétrica a partir de fontes de energia nuclear, a Figura E.7 indica o conhecimento dos estudantes sobre a existência de usinas nucleares no Brasil e onde estão localizadas.

Figura E.7: Indicação da existencia de usina nuclear no Brasil e sua localização

A Figura E.7, indica que a maioria dos estudantes sabe que existe usinas nucleares no Brasil. Entre os que sabem que existe mas não sabem precisar o local onde se encontram, 34,18%, e os que sabem que existe e onde se localizam, 31,65%, tem-se que 65,83% sabem que existem usinas nucleares no Brasil, ou seja, praticamente dois terços dos estudantes sabem que existe usinas nucleares no Brasil e um terço não sabem ou afirmam não ter. Esse ultimo dado é importante, pois indica que 34,18% dos estudantes desconhecem que o Brasil se utiliza também de energia nuclear para obter energia elétrica.

A Figura E.8, indica quais foram as respostas dos estudantes quando perguntados em quais áreas se utiliza energia nuclear.

Figura E.8: Indicativo de quais áreas utilizam energia nuclear

Da observação da Figura E.8, no que se refere as áreas nas quais se utilizam energia nuclear, as respostas foram bastante variadas. Foram citadas pesquisas científicas, bombas, geração de energia, medicina e outras áreas. A medicina que atualmente é uma das áreas que utiliza muita tecnologia nuclear em tratamentos e diagnósticos é uma das mais citadas, com 21,33%. O que aparece como mais citado identificado como outros, 25,33%, estão associados a aparelhos e componentes eletrônicos, o que indica um desconhecimento dos estudantes desses elementos e a atribuição da utilização de energia nuclear em áreas que não são de seu domínio.

Por fim, a figura E.9 apresenta a opinião pessoal dos estudantes sobre a utilização de energia nuclear.

Figura E.9: Opinião dos estudantes quanto a utilização de energia nuclear em nossa sociedade

Pela Figura E.9, fica evidenciado que em torno de um quarto dos estudantes, 25,64%, consideram como positiva, boa, a utilização de energia nuclear em nossa sociedade, 23,08% consideram como ruim essa utilização e ainda, 33,33% consideram que existe aspectos bons e também ruins mantendo um equilíbrio de opinião.

E.5 Conclusões

O conjunto dos dados obtidos permite afirmar que os estudantes do terceiro ano do ensino médio que responderam ao questionário, bem como realizaram a redação, ao longo de sua vida escolar interagiram com o tema energia nuclear, porém não foi a escola o principal responsável por essa interação e sim os meios de comunicação.

A forma como as informações foram obtidas faz com que os estudantes cheguem ao final de um ciclo escolar importante, conclusão do ensino médio, com um conhecimento superficial e fragmentado do tema energia nuclear. Eles conseguem identificar diversas áreas em que são utilizadas tecnologias nucleares, mas não conseguem do ponto de vista científico aglutinar todas essas áreas em um conhecimento teórico único, ou seja, não conseguem relacionar a utilização da

energia nuclear com aspectos de física nuclear. Isso faz com que o tema energia nuclear seja identificado como um conjunto de informações e não como um campo do conhecimento científico indispensável para a vida moderna e que se relaciona com as aulas de física e de outras ciências que os estudantes tiveram ao longo de sua formação escolar.

Os dados apresentados sugerem que é fundamental a escola resgatar seu papel formador e articulador de conhecimentos e para isso o tema Energia Nuclear precisa ser desmistificado para os alunos e também para os professores, é necessário inserir no contexto da formação docente esse tema, para que os professores tenham maior compreensão e familiaridade com o assunto e como consequência possam ensinar seus alunos de forma mais qualificada e adequada.

ANEXO A – O Reator Nuclear IPEN/MB-01

A.1 Introdução

O IPEN/MB-01 é um reator nuclear genuinamente brasileiro, concebido por pesquisadores e Engenheiros do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN-CNEN/SP) e da antiga COPESP (Coordenadoria para Projetos Especiais), atual CTMSP (Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo), financiado e construído pela Marinha do Brasil, atingiu sua primeira criticalidade às 15 horas e 35 minutos do dia 9 de Novembro de 1988, sendo oficialmente entregue para operação ao IPEN - CNEN/SP em 28 de Novembro daquele ano.

FIGURA A.1 Vista aérea do Reator Nuclear IPEN/MB-01.

O projeto do Reator IPEN/MB-01 foi iniciado em 1983 e suas obras foram concluídas em Julho de 1988. No mesmo mês iniciaram-se os testes dos seus vários sistemas. Cumpridas as exigências legais necessárias para o seu licenciamento, foi concedida em 19 de Outubro de 1988, pelas resoluções CNEN 23 e 25 a autorização para a sua operação inicial.

O Reator IPEN/MB-01 é uma instalação nuclear que permite a simulação

de todas as características nucleares de um reator de grande porte em escala reduzida, sem que haja a necessidade de se construir um complexo sistema de remoção de calor. Esse tipo de reator é conhecido mundialmente como Reator de Potência Zero ou Unidade Crítica, sendo o IPEN/MB-01, projetado para operar a uma potência máxima de 100 watts. Esses reatores representam uma ferramenta básica, que permitem aos pesquisadores estudarem não apenas por cálculos teóricos, mas também com medidas experimentais, o desempenho e as características do núcleo de um reator de potência ou de propulsão naval, antes da sua efetiva instalação, simulando as condições de projeto na própria instalação.

A filosofia que norteou o projeto do reator IPEN/MB-01 foi no sentido de se projetar e testar um núcleo típico para uso em propulsão naval, ou seja, que o controle de reatividade se desse a partir da inserção ou retirada de barras de controle, contrariando o modelo de muitas unidades críticas em que o controle se dá pelo nível d'água no tanque moderador. Esse controle de reatividade por barras de controle é típico de reatores navais, em que se necessita de rápidas variações de potência, a fim de se empreenderem manobras de fuga ou de perseguição.

A.2 Descrição do Reator

O primeiro núcleo do Reator IPEN/MB-01 possui a forma de paralelepípedo com dimensões ativas de 39 x 42 x 54,6 cm, sendo constituído de um arranjo de 28 x 26 varetas combustíveis e 48 tubos guias, destinados a inserção das varetas de controle/segurança, responsáveis pelo controle da reação em cadeia e desligamento do reator. Nesta configuração, dita retangular, tem-se um total de 680 varetas e um excesso de reatividade de aproximadamente 2415 pcm.

No entanto o núcleo do Reator Nuclear IPEN/MB-01 possibilita a montagem de diferentes arranjos críticos, ou seja, configurações de núcleos, uma vez que foi projetado para que apresentasse a versatilidade e a flexibilidade necessárias para tais finalidades. Para tal, a placa matriz que sustenta o núcleo do reator possui 900 furos espaçados entre si por 15 mm, em um arranjo de 30x30. Nesta placa matriz foram montados os arranjos críticos retangulares, quadrado e cilindrizado.

FIGURA A.2 Vista do Núcleo: Configuração Retangular do Reator IPEN/MB-01.

As varetas combustíveis do reator são constituídas de tubos de aço inox AISI-304, contendo em seu interior um total de 52 pastilhas combustíveis de UO_2 enriquecidas a 4,3 %. A altura ativa da coluna de pastilhas é de 54,6 cm, sendo que cada pastilha possui uma altura de 1,05 cm e diâmetro de 0,849 cm. As extremidades não ativas das varetas são preenchidas com pastilhas de Al_2O_3 . Os 48 tubos guias para as varetas absorvedoras de nêutrons (barras de controle e segurança) estão dispostos em 4 grupos, contendo cada um deles 12 varetas absorvedoras, sendo dois grupos de barras de segurança e 2 grupos de controle, dispostos cada um deles em um quadrante do núcleo do reator. Cada conjunto de 12 varetas absorvedoras é unido através de um corpo central, denominado aranha, o qual é ligado a uma haste de acionamento, que por sua vez é conectada a mecanismos acionados por magnetos energizados.

Para efeito de possível modelagem em cálculos neutrônicos, apresentam-se as tabelas A.1, A.2, A.3 e A.4 dadas a seguir, em que são apresentadas detalhadamente as composições, bem como as geometrias das varetas combustíveis e de controle do Reator IPEN/MB-01. O diagrama

esquemático da vareta combustível e de controle, podem ser vistos na figura A.3 a seguir.

FIGURA A.3 Diagrama Esquemático das Varetas Combustíveis e de Controle.

A reatividade integral de cada barra de controle/segurança é suficiente para desligar o reator, ou seja, é de aproximadamente 3200 pcm. As barras de segurança apresentam as mesmas características geométricas das barras de controle, diferenciando das mesmas pelo material absorvedor de nêutrons utilizado, no caso B₄C e pelo fato de que durante a operação normal do reator, serem mantidas totalmente retiradas do núcleo ativo do mesmo, com o objetivo de desligá-lo com grande margem de segurança. As barras de controle são as responsáveis, por manterem constante a população de nêutrons, quando o mesmo atinge um certo nível fixo de potência.

Quando inseridas no núcleo, as barras de controle, mantém o nível de população neutrônica, através da absorção dos mesmos em seu material estrutural

composto de uma liga de Ag-In-Cd, encapsulada num revestimento de aço inox austenítico.

TABELA A.1 Dados Geométricos da Vareta de Controle do Reator IPEN/MB-01.

Material Absorvedor	Ag-In-Cd
Diâmetro do Absorvedor	0,832 cm
Diâmetro Externo do Revestimento	0,980 cm
Espessura do Revestimento	0,060 cm
Diâmetro Externo do Tubo Guia	1,200 cm
Espessura do Tubo Guia	0,035 cm

TABELA A.2 Dados geométricos da Vareta Combustível do Reator IPEN/MB-01.

Região Ativa	
Combustível	UO ₂
Diâmetro da Pastilha	0,849 cm
Diâmetro Externo do Revestimento	0,980 cm
Espessura do Revestimento	0,060 cm
Passo da Rede	1,500 cm
Região de Alumina	
Diâmetro da Pastilha	0,949 cm
Diâmetro Externo do Revestimento	0,980 cm
Espessura do Revestimento	0,060 cm
Região do Tubo Espaçador	
Diâmetro Interno	0,730 cm
Diâmetro Externo	0,849 cm

TABELA A.3 Composição isotópica da Vareta Combustível.

Pastilha Combustível	Concentração (átomos/barn-cm)
²³⁵ U	1,0034E-03
²³⁸ U	2,17938E-02

^{16}O	4,55138E-02
Revestimento, Tubo Guia	Concentração (átomos/barn-cm)
Fe	5,67582E-02
Ni	8,64435E-03
Cr	1,72649E-02
^{55}Mn	1,59898E-03
Si	3,34513E-04
Pastilha de Alumina	Concentração (átomos/barn-cm)
Al	4,30049E-02
^{16}O	6,45074E-02

TABELA A.4 Composição isotópica da Vareta de Controle.

Absorvedor	Concentração (átomos/barn-cm)
^{107}Ag	2,35462E-02
^{109}Ag	2,18835E-02
^{113}In	3,42506E-04
^{115}In	7,6599E-03
Cd	2,72492E-03
Revestimento, Tubo guia, Tampão Inferior	Concentração (átomos/barn-cm)
Fe	5,67582E-02
Ni	8,64435E-03
Cr	1,72649E-02
^{55}Mn	1,59898E-03
Si	3,34513E-04

Todo o núcleo do reator, bem como os mecanismos de acionamento de barras, as guias para as aranhas e o amortecedor de queda de barras, são apoiados por uma estrutura suporte, fixados na parte superior por uma plataforma metálica, e na parte inferior mantida suspensa no interior do tanque moderador, o qual contém água tratada e desmineralizada, utilizada como elemento moderador da energia dos nêutrons.

Além das barras de controle e segurança, o sistema de controle de reatividade inclui um sistema de esvaziamento rápido do tanque moderador que provoca o desligamento do reator por perda do fluído moderador. No desligamento por barras, dito de primeiro nível, as 4 barras caem por gravidade no núcleo, a partir do sinal de corte de energia dos magnetos enquanto no desligamento de segundo nível, além de todas as 4 barras caírem, são abertas duas válvulas tipo borboletas de abertura rápida de 50,8 cm de diâmetro, situadas na parte inferior do tanque moderador, causando a retirada de toda água em aproximadamente 4 segundos. A água como se sabe, é um elemento fundamental para a moderação da energia dos nêutrons rápidos de fissão, termalizando-os e com isso tornando a probabilidade de fissão dos núcleos de Urânio-235, muito maiores para os nêutrons de baixa energia, os chamados nêutrons térmicos. A água drenada caindo por gravidade é estocada no primeiro subsolo do reator, mais propriamente no tanque de estocagem, onde ficará armazenada até ser novamente bombeada para o tanque moderador numa futura operação do reator, ou mesmo para tratamento da mesma, através de filtragem e controle de seu nível de condutividade em um vaso trocador de leito de resina mista ou mesmo para o controle de sua temperatura em trocadores de calor aquecedores ou resfriadores.

A instrumentação nuclear utilizada no controle e segurança do reator é constituída de 10 canais nucleares, divididos por função em 2 canais de partida (detetores BF3), 2 de potência (Câmaras de Ionização Compensadas-CIC), 2 canais lineares (Câmaras de Ionização Não Compensadas-CINC), 3 canais de segurança na faixa de potência (2 CINC e 1 detetor B-10) e 1 canal de segurança na faixa de partida (Detetor BF3). Estes canais nucleares estão situados ao redor do núcleo, dentro do tanque moderador em diversas cotas axiais, posicionados dentro de tubos de alumínio estanques á água.

A instrumentação nuclear é responsável pelo processamento dos sinais gerados nos detectores nucleares. Após o processamento, estes sinais são enviados para os indicadores de potência e de período na mesa de controle do reator e para os comparadores de sinais que fazem a lógica de proteção do reator. Existem vários valores de limiar operacionais (“set points”) que constituem a rede de intertravamento dos canais nucleares.

Assim, só para citar alguns exemplos, temos:

- Contagem mínima de 2 cps nos canais de partida e seu respectivo canal de segurança, para habilitar a malha de partida;
- Desligamento de sobrepotência (110 mwatts) de primeiro nível dos canais de partida;
- Desligamento por sobrepotência (120 mwatts) de segundo dos canais de partida;
- Desligamento por sobrepotência de primeiro nível (110 watts) para os canais de potência;
- Desligamento por sobrepotência de segundo nível (120 watts) para os canais de potência.

Para se atingir a contagem mínima nos canais lineares e liberar a partida do reator é necessária a utilização de uma fonte de nêutrons de Am-Be de atividade de 1 Ci e intensidade de $2,5 \cdot 10^6$ nêutrons/s. Esta fonte fica armazenada no segundo subsolo do prédio do reator e durante a partida do mesmo é levada através de um pequeno carrinho preso a um cabo de aço a se posicionar na base inferior do tanque moderador, onde pode então sensibilizar os canais nucleares citados, evitando-se assim que a partida do reator se dê às cegas, ou seja numa faixa operacional em que os detectores dos canais de partida e de segurança não estejam aptos a monitorar a taxa de crescimento da população de nêutrons, quando do início de sua operação (partida do reator).

Outros intertravamentos se fazem presentes nos canais nucleares. Talvez o mais importante seja aquele referente ao período de crescimento da população neutrônica quando da supercriticalidade do reator, quando a população de nêutrons cresce exponencialmente. Assim, para períodos menores ou iguais a 17 segundos ocorrem o desligamento involuntário (“Scram”) de primeiro nível, com a correspondente queda das 4 barras . Para períodos menores ou iguais a 14 segundos ocorre o “Scram” de segundo nível, ou seja a abertura das válvulas para escoamento da água do tanque moderador.

Existem vários outros intertravamentos que impedem que o reator seja ligado numa condição insegura (Intertravamentos de Segurança), a até intertravamentos que provocam o desligamento do reator (Operacionais). Podemos

citar vários que vão desde a abertura da porta de acesso da Célula Crítica (Saguão onde está o núcleo do reator), até condições inadequadas da água moderadora, que vai desde a baixa temperatura da mesma (menor de 17 graus) até um nível inadequado de condutividade.

Todos os sistemas citados (núcleo, tanque moderador, detectores dos canais nucleares, controle das barras, etc) estão situados dentro de um prédio estanque, mantido à pressão negativa, situada na faixa de -50 a -200 Pa (caso haja uma perda de estanqueidade o ar de fora é que entra), denominado de célula crítica, construído com paredes de concreto, com funções de confinamento e blindagem. Um dos intertravamentos de segurança é impedir a partida do reator caso a pressão negativa no interior da célula crítica não atinja a valores operacionais pré-estabelecidos em projeto, ou mesmo provocar o seu desligamento automático, caso a pressão negativa diminua em sua magnitude.

Dentre os inúmeros experimentos realizados nestes 26 anos de operação podemos destacar alguns deles, como teses de doutorado (medidas de índices espectrais, determinação da fração de nêutrons atrasados pela técnica de análise de ruído), mestrado (mapeamento de fluxo com Câmaras de fissão miniatura, determinação de densidade de potência através da varredura gama de varetas combustíveis, etc), cursos de graduação fornecidos a USP (IPN0025-Física de Reatores: Experimentos no Reator Nuclear IPEN/MB-01), cursos de pós-graduação (Medidas de Parâmetros Nucleares), cursos de formação de operadores de centrais nucleares oferecidos a Eletronuclear, experimentos de arranjos críticos considerados padrões de comparação internacional junto a OECD/NEA, experimentos de interesse a validação de metodologia de cálculo (ex: Determinação da massa crítica na curva $1/M$), calibração dos canais de potência do reator através do mapeamento do fluxo de nêutrons por folhas de ativação de ouro hiper-puras, através da técnica de análise de ruído, calibração das barras de controle, coeficientes de reatividade isotérmico e de vazio, determinação do Buckling do reator, estudos da reatividade de configurações utilizando veneno queimável e este trabalho que vem se somar a tantos outros e que objetivou a determinação experimental da distribuição energética de nêutrons na região central do núcleo do reator IPEN/MB-01.

ANEXO B – Propagação de erros

Diversos parâmetros nucleares são obtidos através da adição, subtração, multiplicação ou divisão de grandezas físicas. Quando estas grandezas associadas apresentam desvios padrões é necessária a propagação de erros para obter uma estimativa da incerteza final. Portanto para determinar a estimativa da incerteza é utilizada a lei geral de propagação de erros^{19,30}, sendo esta utilizada para o tratamento de variáveis independentes e não correlacionadas, assim como variáveis dependentes e correlacionadas entre si.

B.1 Variáveis independentes (não-correlacionadas)

Para variáveis independentes e não correlacionadas, a lei geral de propagação de erro é dado por

$$\sigma_u^2 = \sum_{i=1}^n \left(\frac{\partial u}{\partial x_i} \right)^2 \sigma_i^2. \quad (\text{B.1})$$

Portanto, torna-se relevante analisar alguns casos aplicados neste trabalho. O primeiro caso é a adição ou subtração de grandezas, isto é, $u = x_1 \pm x_2$, resultando em

$$\sigma_u = \sqrt{\sigma_1^2 + \sigma_2^2}, \quad (\text{B.2})$$

sendo σ_1 o desvio padrão da grandeza x_1 e σ_2 o desvio padrão de x_2 .

O segundo caso é a multiplicação de uma variável x por uma constante A , $u = Ax$, e o seu desvio padrão é dado por

$$\sigma_u = A\sigma_x, \quad (\text{B.3})$$

sendo σ_x o desvio padrão da grandeza x .

A multiplicação ou divisão entre variáveis, ou seja, $u = x_1 x_2$ ou $u = \frac{x_1}{x_2}$ tem-se como desvio padrão,

$$\frac{\sigma_u}{u} = \sqrt{\left(\frac{\sigma_1}{x_1}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_2}{x_2}\right)^2}. \quad (\text{B.4})$$

B.2 Variáveis correlacionadas

Para variáveis correlacionadas, a lei de propagação é dada por

$$\sigma_u^2 = \sum_{i,j}^n \left(\frac{\partial u}{\partial x_i} \right) \left(\frac{\partial u}{\partial x_j} \right) \text{COV}(x_i, x_j) \quad (\text{B.5})$$

sendo $\text{cov}(x_i, x_j)$ a covariância entre as variáveis x_i e x_j .

A covariância entre mesma grandeza é a variância desta grandeza em questão, por exemplo, $\text{cov}(x_i, x_i)$ é $\sigma_{x_i}^2$.

Procedendo da mesma maneira que no caso das variáveis independentes, alguns casos serão analisados. Inicia-se pela adição entre variáveis correlacionadas, $u = x_1 + x_2$, e aplicando a expressão (C.5) tem-se que a expressão para o desvio padrão dada por

$$\sigma_u = \sqrt{\sigma_1^2 + \sigma_2^2 + 2\text{COV}(x_1, x_2)}, \quad (\text{B.6})$$

e o desvio padrão para a subtração de variáveis é

$$\sigma_u = \sqrt{\sigma_1^2 + \sigma_2^2 - 2\text{COV}(x_1, x_2)}. \quad (\text{B.7})$$

No caso da multiplicação de variáveis correlacionadas, $u = x_1 x_2$, o resultado obtido para o desvio padrão é

$$\frac{\sigma_u}{u} = \sqrt{\left(\frac{\sigma_1}{x_1}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_2}{x_2}\right)^2 + 2 \frac{\text{cov}(x_1, x_2)}{x_1 x_2}} \quad (\text{B.8})$$

e para a divisão entre variáveis, $u = \frac{x_1}{x_2}$, o desvio padrão é dado por

$$\frac{\sigma_u}{u} = \sqrt{\left(\frac{\sigma_1}{x_1}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_2}{x_2}\right)^2 - 2 \frac{\text{cov}(x_1, x_2)}{x_1 x_2}} \quad (\text{B.9})$$

B.2 Média Ponderada

Em um conjunto de dados experimentais, pode-se obter o valor médio dos dados levando-se em conta as incertezas associadas aos mesmos. A equação (B.10) a seguir demonstra como calcular a média ponderada¹⁹:

$$\bar{x} = \frac{\sum_{i=1}^n w_i x_i}{\sum_{i=1}^n w_i} \quad (\text{B.10})$$

Onde:

N é o numero de valores a serem considerados no calculo;

w_i é a incerteza do valor a ser usado no calculo;

x_i é o valor a ser usado no calculo.

A incerteza associada ao calculo da média ponderada é dada pela equação (B.11).

$$s^2(x) = \frac{\sum_{i=1}^n w_i (x_i - \bar{x})^2 / (n-1)}{\sum_{i=1}^n w_i / n} \quad (\text{B.11})$$

ANEXO C - Buckling para diversas configurações de núcleo

A tabela C.1 apresenta as equações para *Buckling* geométricos e o perfil de fluxo para diferentes geometrias e configurações do núcleo de um reator^{13,14}.

Tabela C.1. Geometrias típicas de núcleos e seus respectivos *Buckling* geométricos e perfis de fluxo.

Geometria	Buckling Geométrico B_g^2	Fluxo Assintótico
Placa	$\left(\frac{\pi}{a_{ex}}\right)^2$	$\cos \frac{\pi x}{a_{ex}}$
Cilindro infinito	$\left(\frac{2,405}{R_{ex}}\right)^2$	$J_0 \frac{2,405 r}{R_{ex}}$
Esfera	$\left(\frac{\pi}{R_{ex}}\right)^2$	$r^{-1} \sin \frac{\pi r}{R_{ex}}$
Paralelepípedo retangular	$\left(\frac{\pi}{a_{ex}}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{b_{ex}}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{c_{ex}}\right)^2$	$\cos \frac{\pi x}{a_{ex}} \cos \frac{\pi y}{b_{ex}} \cos \frac{\pi z}{c_{ex}}$
Cilindro finito	$\left(\frac{2,405}{R_{ex}}\right)^2 + \left(\frac{\pi}{H_{ex}}\right)^2$	$J_0 \frac{2,405 r}{R_{ex}} \cos \frac{\pi z}{H_{ex}}$

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] Eletrobrás – Panorama da Energia Nuclear No Mundo, Nov 2011.
- [2] <http://www.eletronuclear.gov.br/Home.aspx>, acessado em 20/11/2014
- [3] Fonte Nuclear -ano 2012, número 3, 25 de junho de 2012.
- [4] Profio, A.E. Experimental Reactor Physics. New York, Wiley, 1976.
- [5] Nunes, B. G. Determinação experimental de razões espectrais e do espectro de energia dos nêutrons no combustível do reator nuclear IPEN/MB-01 – Dissertação de Mestrado, São Paulo 2012.
- [6] LUX, I. *Calculation of Foil-Activation-Correction by Monte Carlo Method Perturbations in Fuel-Cells with White Boundary Conditions*. Central Research Institute for Physics H-1525 Budapest, Hungary, 1981.
- [7] GONÇALVES, L. B. *Calibração dos Canais Nucleares do Reator IPEN/MB-01, Obtida a partir da Medida da Distribuição Espacial do Fluxo de Nêutrons Térmicos no Núcleo do Reator através da Irradiação de Folhas de Ouro Infinitamente Diluídas*. Dissertação (Mestrado) - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. São Paulo, 2008.
- [8] MURA, L. E. C. *Caracterização dos Campos Neutrônicos obtidos por meio de Armadilhas de Nêutrons no Interior do Núcleo do Reator Nuclear IPEN/MB-01*. Dissertação (Mestrado) - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares. São Paulo, 2011.
- [9] ZSOLNAY, E. M. *Neutron Flux and Spectrum Measurement by Activation Method. Lectures Notes for the Training Course and Measurements of*

Neutron Flux Spectrum for Research Reactor. International Atomic Energy Agency, Serpong, Hacarta, Indonesia, 1993.

- [10] MURA, L. E. C. Caracterização Dos Campos Neutronicos Obtidos Por Meio De Armadilhas De Nêutrons No Interior Do Núcleo Do Reator Nuclear IPEN/MB-01. São Paulo: 2011. Dissertação (Mestrado)- Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares.
- [11] SILVA, A. F. P. Calibração da Potência do Reator IPEN/MB-01 na Configuração Cilíndrica de Menor Excesso de Reatividade obtida a partir da Medida Absoluta do Fluxo Médio de Nêutrons, IPEN, Dissertação de Mestrado, 2014.
- [12] PROFIO, A.E. Experimental reactor physics. John Wiley & Sons, 1976.
- [13] LAMARSH, J. R. "Introduction to Nuclear Reactor Theory" Massachusetts, New York University, 1966.
- [14] LAMARSH, J. R. and BARATA, A. J. – Introduction to Nuclear Engineering, Prentice Hall, third edition, 2001.
- [15] BITELLI, U. D'U. "CIORP – Curso Introdotório de Operação de Reatores de Pesquisa" São Paulo, IPEN, 2011.
- [16] Aulas Ministradas de Experimentos no Reator IPEN/MB-01 no IPEN.
- [17] ZAMBONI, C. B. "Física de Nêutrons" São Paulo, Ed. Livraria da Física, 2007.
- [18] Aredes, V. O. G. Caracterização do núcleo cilíndrico de menor excesso de reatividade do reator ipen/mb-01, pela medida da distribuição espacial e energética do fluxo de neutrons – Dissertação, Ipen, São Paulo 2014.

- [19] Zijp, W. L., *Treatment of Measurement Uncertainties*, ECN-194, January (1987).
- [20] DUDERSTADT e HAMILTON – Nuclear Reactor Analysis. John Wiley e Sons Inc.1976.
- [21] BRASIL. PCN+ Ensino Médio: Orientações Educacionais Complementares aos Parâmetros Curriculares Nacionais - Ciências da Natureza, Matemática e suas Tecnologias. Ministério da Educação/SEMTEC, Brasília, 2002.
- [22] Pereira, Grazielle Rodrigues. Filho, Marcus Valerio Bouzada. Nexes, Marcelo Azevedo Um estudo sobre a inserção do tema “Energia Nuclear” no ensino médio de municípios da baixada Fluminense – RJ.
- [23] WATT, B.E. Energy Spectrum of neutrons from thermal fission of U235. Phys. Rev. 87 (1952). 1037.
- [24] Veneziani, C.L& Peres, A.D. Reator Nuclear IPEN/MB-01 – Curso Preparatório de Operadores de Reator, IPEN-CNEN/SP, Centro de Engenharia Nuclear, Reator IPEN/MB-01, Março de 1994.
- [25] Bitelli, U. d’U. et all. Medida do Buckling na Unidade Crítica IPEN/MB-01. X Encontro de Física de Reatores e Termohidraulica. Agosto 7-11, 1995, Aguas de Lindóia, São Paulo, Brasil.
- [26] Fowlwe,T.B Vondy,D,R. Cunningham, G.W. Nuclear Reactor Core Analysis Code: CITATION , Oak Ridge National laboratory, ORNL-TM-2496,Revision 2, July, 1971.
- [27] Bahren, J. Rhotenstein,W. and Taviv E. The Hammer Code System Technion , Israel, Institute of Technology, Haifa, Israel, NP-565, 1978.

- [28] Breimeister, J.F. MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, version 5, Los Alamos National laboratory, USA, 2003.
- [29] Bitelli, U. U. Medida dos Parâmetros Integrais no Reator IPEN/MB-01, Tese de doutorado, IPEN, 2001.
- [30] Vuolo, J. H. Fundamentos da Teoria de Erros – Ed. Edgard Blucher Ltda, 2ª edição, 1996.
- [31] Bitelli, U. U. and Santos, A. and Jerez, R. Medida do Buckling na Unidade Crítica IPEN/MB-01. Anais do X ENFIR 7-11 de Agosto de 1995, Águas de Lindóia, SP, Brasil.
- [32] Mendes Junior, D.R; Cajacuri,R.A; Junior, O.C; Campos, P.H.O.V; Fajardo, E; Mura, L.F.L; Jerez, R; Bitelli, U. U. Medida da Curvatura do Fluxo de Nêutrons (“Buckling”) através do Mapeamento do Fluxo de Nêutrons Rápidos e/ou Térmicos no Núcleo do Reator Nuclear IPEN/MB-01, 2001.
- [33] Fanaro, L.C.B. Determinação Experimental de Índices Espectrais por Varredura Gama de Vareta Combustível no Reator IPEN/MB-01, Tese de Doutorado, IPEN, 2009.
- [34] Marques, L.F; Ting, D.K.S; Bitelli, U. U. Medida do Fluxo de Nêutrons Térmicos do Reator IPEN/MB-01 com Detetores de Ativação de fios de ^{197}Au . X ENFIR – 1995, Águas de Lindoia/SP, Brasil.
- [35] <http://www.nucleonica.net/wiki/images/8/89/MCNPvoll.pdf>, acessado em 02/11/2014.