



UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS  
ESCOLA DE ENGENHARIA  
DEPARTAMENTO DE ENGENHARIA NUCLEAR

**AVALIAÇÃO DO FLUXO DE NÊUTRONS EM  
LIGA DE Al-Au DE DIFERENTES DIMENSÕES  
NO REATOR TRIGA IPR-R1 UTILIZANDO O  
MÉTODO DE MONTE CARLO**

JEAN ANDERSON DIAS SALOMÉ

Orientadora: Prof<sup>ª</sup> Dr<sup>ª</sup> Maria Ângela de Barros Correia Menezes

Co-Orientador: Dr<sup>º</sup> Clarysson Alberto Mello da Silva

Belo Horizonte

2012

JEAN ANDERSON DIAS SALOMÉ

**AVALIAÇÃO DO FLUXO DE NÊUTRONS EM  
LIGA DE Al-Au DE DIFERENTES DIMENSÕES  
NO REATOR TRIGA IPR-R1 UTILIZANDO O  
MÉTODO DE MONTE CARLO**

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares da Escola de Engenharia da UFMG, como requisito parcial para obtenção do Título de Mestre em Ciências e Técnicas Nucleares.

Área de concentração: Ciências das Radiações

Orientadora: Prof<sup>ª</sup> Dr<sup>ª</sup> Maria Ângela de Barros Correia Menezes

Co-Orientador: Dr<sup>º</sup> Clarysson Alberto Mello da Silva

Belo Horizonte

2012



**UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS**  
**ESCOLA DE ENGENHARIA**  
**DEPARTAMENTO DE ENGENHARIA NUCLEAR**

Dissertação intitulada “*Avaliação do Fluxo de Nêutrons em Liga de Al-Au de Diferentes Dimensões no Reator TRIGA IPR-R1 Utilizando o Método de Monte Carlo*”, de autoria do mestrando Jean Anderson Dias Salomé, aprovada pela banca examinadora constituída pelos seguintes membros:

---

Prof<sup>a</sup> Dr<sup>a</sup> Maria Ângela de Barros Correia Menezes  
CDTN/CNEN – Orientadora

---

Dr<sup>o</sup> Clarysson Alberto Mello da Silva  
DEN/UFMG – Co-orientador

---

Prof<sup>a</sup> Dr<sup>a</sup> Cláudia Pereira Bezerra Lima  
DEN/UFMG

---

Dr<sup>o</sup> Alexandre Soares Leal  
CDTN/CNEN

Belo Horizonte, 21 de Maio de 2012.

*Dedico este trabalho à minha família que é  
o esteio de minha vida; especialmente meus  
filhos, Beatriz e Bernardo.*

## AGRADECIMENTOS

Agradeço primeiramente a Deus por todas as bênçãos que tenho recebido e por mais uma realização.

Aos meus familiares por todo apoio e carinho recebido em minha jornada.

À minha orientadora, Prof<sup>a</sup> Dr<sup>a</sup> Maria Ângela de Barros Correia Menezes, pela presteza e receptividade do meu trabalho.

Ao meu co-orientador, Dr<sup>o</sup> Clarysson Alberto Mello da Silva, pelo auxílio e colaboração nos problemas técnicos.

À Prof<sup>a</sup> Dr<sup>a</sup> Cláudia Pereira Bezerra Lima, pela oportunidade e confiança a mim conferida.

Aos professores do DEN pela atenção e colaboração para conosco, os alunos.

À equipe de servidores técnicos do DEN, Vanderlei, Bernadete e Nanci.

Aos colegas do DEN, Fabiano, Bruno, Maurício, Rock, Patrícia, Graiciany, Fabrício, Fatinha, Danúbia, Laurinha, Vanessa, Reginaldo, Carlos, Leandro.

Enfim, a todos aqueles amigos que me ofertaram ajuda na construção desse projeto. Que o bom Deus abençoe ricamente a cada um de vocês.

Ao CNPq, CAPES e FAPEMIG pelo suporte financeiro.

*“O temor do Senhor é o princípio da sabedoria;  
bom entendimento tem todos os que lhe obedecem;  
o seu louvor permanece para sempre.”*

**Salmo 111:10**

# SUMÁRIO

<b>RESUMO.....</b>	<b>viii</b>
<b>ABSTRACT.....</b>	<b>ix</b>
<b>LISTA DE TABELAS.....</b>	<b>x</b>
<b>LISTA DE FIGURAS.....</b>	<b>xi</b>
<b>LISTA DE ABREVIATURAS E SIGLAS.....</b>	<b>xiv</b>
<b>1 INTRODUÇÃO.....</b>	<b>1</b>
<b>1.1 JUSTIFICATIVA.....</b>	<b>3</b>
<b>1.2 OBJETIVOS.....</b>	<b>4</b>
<b>2 REVISÃO BIBLIOGRÁFICA.....</b>	<b>5</b>
<b>2.1 O REATOR TRIGA IPR-R1 MARK I DO CDTN/CNEN.....</b>	<b>5</b>
<b>2.1.1 Descrição Geral.....</b>	<b>5</b>
<b>2.1.2 Dispositivos de Irradiação.....</b>	<b>10</b>
<b>2.1.2.1 Mesa Giratória.....</b>	<b>10</b>
<b>2.1.2.2 Tubo Central.....</b>	<b>10</b>
<b>2.1.2.3 Terminal Pneumático.....</b>	<b>11</b>
<b>2.1.3 Barras de Controle.....</b>	<b>12</b>
<b>2.1.4 Instrumentação de operação e controle.....</b>	<b>12</b>
<b>2.2 FUNCIONAMENTO BÁSICO DE UM REATOR.....</b>	<b>14</b>
<b>2.2.1 Fissão Nuclear.....</b>	<b>15</b>
<b>2.2.2 Moderação de Nêutrons.....</b>	<b>18</b>
<b>2.2.3 Energia liberada na fissão.....</b>	<b>19</b>
<b>2.2.4 Potência de um reator.....</b>	<b>20</b>
<b>2.3 INTERAÇÃO DE NÊUTRONS COM A MATÉRIA.....</b>	<b>21</b>

<b>2.4 ANÁLISE POR ATIVAÇÃO COM NÊUTRONS.....</b>	<b>23</b>
2.4.1 Histórico.....	23
2.4.2 Desenvolvimento teórico da análise por ativação com nêutrons.....	24
2.4.3 Método paramétrico $k_0$ .....	28
<b>2.5 CÓDIGO DE MONTE CARLO (MCNP).....</b>	<b>31</b>
2.5.1 Descrição e histórico.....	31
2.5.2 Desenvolvimento teórico do método de Monte Carlo.....	33
2.5.3 Normalização do fluxo de nêutrons.....	39
<b>3 MATERIAIS E MÉTODOS.....</b>	<b>40</b>
<b>3.1 MODELAGEM DO REATOR.....</b>	<b>40</b>
<b>3.2 MODELAGEM DAS AMOSTRAS.....</b>	<b>43</b>
<b>3.3 MATERIAIS.....</b>	<b>49</b>
<b>4 RESULTADOS E DISCUSSÕES.....</b>	<b>54</b>
<b>5 CONCLUSÕES.....</b>	<b>94</b>
<b>6 REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS.....</b>	<b>96</b>



## RESUMO

A técnica de Análise por Ativação por Nêutrons (AAN) tem aplicações diversas como análise de traços a percentagem de elementos químicos em diversos materiais; acompanhamento de processos radioquímicos, estudos arqueológicos e geológicos, bioquímica e medicina nuclear até análise de casos forenses. Consiste basicamente em incidir um feixe de nêutrons sobre a amostra a ser analisada e medir a atividade dos componentes ativados por espectrometria gama.

Embora seja uma técnica muito útil, apresenta, rotineiramente, a limitação das dimensões das amostras. A técnica é empregada em amostras que tem dimensões de microgramas até miligramas, ou microlitros até poucos mililitros, onde a densidade usualmente é desprezada. Contudo, os resultados obtidos com amostras dessas dimensões apresentam discrepâncias quando aplicados a amostras de densidades maiores.

No presente trabalho, utilizou-se o código de Monte Carlo MCNP5, simulando os efeitos de se irradiar amostras de diferentes dimensões no reator TRIGA IPR-R1 do CDTN/CNEN, avaliando o comportamento dos fluxos de nêutrons total e térmico. Como referenciais experimentais, foram adotados os resultados medidos para os fluxos de nêutrons térmicos para as 11 posições mais representativas da mesa giratória do reator TRIGA IPR-R1.

Para averiguar a pertinência dos modelos, foram empregados testes estatísticos. Os resultados obtidos por MCNP5 indicaram que uma amostra com dimensões de 0,43 cm de altura e 0,48 cm de raio, mais uma densidade da ordem de  $1100 \text{ g.L}^{-1}$  poderá ser analisada como se fosse uma amostra puntual com densidade de solo – geralmente a metade – sem que haja alteração no fluxo de nêutrons térmicos na amostra. Para o fluxo total, deduz-se o mesmo. Além do mais, 97% dos resultados estão dentro dos 95% do intervalo de confiança em relação aos experimentais, assim como 97% dos resultados são satisfatórios para o teste z-score, indicando o bom desempenho da aplicação da simulação.

Palavras-chave: Fluxo de nêutrons, reator TRIGA IPR-R1, análise por ativação por nêutrons, MCNP.

# ABSTRACT

Neutron Activation Analysis technique is applied in several procedures determining chemical elements - range of trace to percentage - in many materials; in radiochemical processes; archaeological and geological studies, in nuclear medicine and biochemical analysis and in forensic cases. It consists in submit a sample to a neutron flux and measure the induced activity by gamma spectrometry.

Although it is a very useful method, the technique presents a limitation related to sample dimensions. The technique is applied in samples with micrograms to milligrams, or a few microliters to milliliters, when the density is negligible.

In this work, using the Monte Carlo MCNP5 code, the effects of irradiated samples of different dimensions were simulated in the reactor TRIGA IPR-R1 of CDTN/CNEN, evaluating the total and thermal neutron fluxes. The values were compared to experimental values of thermal neutron flux determined for 11 most representative irradiation channels in the rotary rack.

Statistical tests were used to evaluate the MCNP models. The results pointed out that a sample with 0.43 cm high, 0.48 cm radius and  $1100 \text{ g.L}^{-1}$  density, can be analyzed as it were a punctual sample, like soil sample, without disturbance of thermal neutron in the sample. For the total neutron flux, it can be concluded the same. Besides, 97% of the results are inside 95% confidence interval related to experimental values, as well as, 97% of the results are satisfactory for z-score. It points out the good performance of the modeling.

Keywords: neutron flux, reactor TRIGA IPR-R1, neutron activation analysis, MCNP.

## LISTA DE TABELAS

Tabela 2.1– Resumo de operações do reator TRIGA IPR-R1.....	8
Tabela 2.2 – Configurações do núcleo do reator TRIGA IPR-R1.....	9
Tabela 2.3 – Distribuição da energia liberada na fissão do átomo $^{235}\text{U}$ .....	19
Tabela 3.1 – Dimensões de porta-amostras utilizados na pesquisa.....	45
Tabela 3.2 – Resumo da geometria das amostras da pesquisa.....	47
Tabela 4.1 – Fluxo de Nêutrons térmicos para amostra 11.....	58
Tabela 4.2 – Fluxo Total de Nêutrons para amostra 11.....	61
Tabela 4.3 – Fluxo de Nêutrons térmicos para amostra 12.....	63
Tabela 4.4 – Fluxo Total de Nêutrons para amostra 12.....	64
Tabela 4.5 – Fluxo de Nêutrons térmicos para amostra 13.....	68
Tabela 4.6 – Fluxo Total de Nêutrons para amostra 13.....	71
Tabela 4.7 – Fluxo de Nêutrons térmicos para amostra 21.....	73
Tabela 4.8 – Fluxo Total de Nêutrons para amostra 21.....	76
Tabela 4.9 – Fluxo de Nêutrons térmicos para amostra 31.....	78
Tabela 4.10 – Fluxo Total de Nêutrons para amostra 31.....	81
Tabela 4.11 – Fluxo de Nêutrons térmicos para amostra 431.....	83
Tabela 4.12 – Fluxo Total de Nêutrons para amostra 431.....	86
Tabela 4.13 – Resumo da avaliação estatística das amostras da liga Al-Au para o fluxo de nêutrons térmicos.....	87

## LISTA DE FIGURAS

Figura 2.1 – Corte longitudinal do reator TRIGA IPR-R1.....	6
Figura 2.2 – Diagrama do núcleo do reator TRIGA IPR-R1.....	7
Figura 2.3 – Foto do núcleo do reator TRIGA IPR-R1.....	9
Figura 2.4 – Dispositivos do TC e tubo de acesso à MG.....	11
Figura 2.5 – Mesa de controle e sistema de aquisição de dados do IPR-R1.....	13
Figura 2.6 – Reação em cadeia no átomo $^{235}\text{U}$ .....	14
Figura 2.7 – Seção de Choque de Fissão do $^{235}\text{U}$ .....	15
Figura 2.8 – Rendimento do produto de fissão para nêutrons térmicos e de 14 Mev de energia para o átomo $^{235}\text{U}$ .....	16
Figura 2.9 – Espectro de Fissão do átomo $^{235}\text{U}$ para nêutrons prontos.....	17
Figura 2.10 – Espectro de nêutrons retardados composto.....	18
Figura 3.1 – Vista axial do IPR-R1, desenvolvido no MCNP por Dalle.....	41
Figura 3.2 – Vista axial do IPR-R1, desenvolvido no MCNP por Guerra.....	41
Figura 3.3 – Vista transversal do IPR-R1, desenvolvido no MCNP por Dalle.....	42
Figura 3.4 – Vista transversal do IPR-R1, desenvolvido no MCNP por Guerra.....	42
Figura 3.5 – Vista axial do IPR-R1, com detalhes, desenvolvido por Guerra.....	43
Figura 3.6 – Ilustração de amostra simulada no MCNP.....	45
Figura 3.7 – Fotos de porta-amostras.....	46
Figura 3.8 – Amostras utilizadas em experimentos de irradiação no CDTN.....	49
Figura 3.9 – Seção de Choque de Captura do $^{27}\text{Al}$ .....	50
Figura 3.10 – Seção de Choque de Captura do $^{197}\text{Au}$ .....	51
Figura 3.11 – Esquema de decaimento do nuclídeo $^{28}\text{Al}$ .....	52
Figura 3.12 – Esquema de decaimento do nuclídeo $^{198}\text{Au}$ [NNDC, 2009].....	52
Figura 4.1 - Taxa de contagem específica normalizada de padrões $^{198}\text{Au}$ , irradiados nos canais da Mesa Giratória do reator TRIGA IPR-R1.....	54

Figura 4.2 – Fluxo de nêutrons térmicos da AMOSTRA 11 para as 40 posições da MG, normalizado pela média do fluxo térmico de todas as posições.....	57
Figura 4.3 - Fluxos de nêutrons térmicos da AMOSTRA 11, normalizados por valores experimentais, em posições de irradiação na MG do reator IPR-R1, calculados experimentalmente e por MCNP5.....	59
Figura 4.4 – Fluxo total de nêutrons da AMOSTRA 11 para as 40 posições da MG, normalizado pela média do fluxo total em todas as posições.....	60
Figura 4.5 – Fluxo de nêutrons térmicos da AMOSTRA 12 para as 40 posições da MG, normalizado pela média do fluxo térmico de todas as posições.....	62
Figura 4.6 - Fluxos de nêutrons térmicos da AMOSTRA 12, normalizados por valores experimentais, em posições de irradiação na MG do reator IPR-R1, calculados experimentalmente e por MCNP5.....	64
Figura 4.7 – Fluxo total de nêutrons da AMOSTRA 12 para as 40 posições da MG, normalizado pela média do fluxo total em todas as posições.....	65
Figura 4.8 – Fluxo de nêutrons térmicos da AMOSTRA 13 para as 40 posições da MG, normalizado pela média do fluxo térmico de todas as posições.....	67
Figura 4.9 - Fluxos de nêutrons térmicos da AMOSTRA 13, normalizados por valores experimentais, em posições de irradiação na MG do reator IPR-R1, calculados experimentalmente e por MCNP5.....	69
Figura 4.10 – Fluxo total de nêutrons da AMOSTRA 13 para as 40 posições da MG, normalizado pela média do fluxo total em todas as posições.....	70
Figura 4.11 – Fluxo de nêutrons térmicos da AMOSTRA 21 para as 40 posições da MG, normalizado pela média do fluxo térmico de todas as posições.....	72
Figura 4.12 - Fluxos de nêutrons térmicos da AMOSTRA 21, normalizados por valores experimentais, em posições de irradiação na MG do reator IPR-R1, calculados experimentalmente e por MCNP5.....	74
Figura 4.13 – Fluxo total de nêutrons da AMOSTRA 21 para as 40 posições da MG, normalizado pela média do fluxo total em todas as posições.....	75

Figura 4.14 – Fluxo de nêutrons térmicos da AMOSTRA 31 para as 40 posições da MG, normalizado pela média do fluxo térmico de todas as posições.....	77
Figura 4.15 - Fluxos de nêutrons térmicos da AMOSTRA 31, normalizados por valores experimentais, em posições de irradiação na MG do reator IPR-R1, calculados experimentalmente e por MCNP5.....	79
Figura 4.16 – Fluxo total de nêutrons da AMOSTRA 31 para as 40 posições da Mesa Giratória, normalizado pela média do fluxo total em todas as posições.....	80
Figura 4.17 – Fluxo de nêutrons térmicos da AMOSTRA 431 para as 40 posições da Mesa Giratória, normalizado pela média do fluxo térmico de todas as posições.....	82
Figura 4.18 - Fluxos de nêutrons térmicos da AMOSTRA 431, normalizados por valores experimentais, em posições de irradiação na MG do reator IPR-R1, calculados experimentalmente e por MCNP5.....	84
Figura 4.19 – Fluxo total de nêutrons da AMOSTRA 431 para as 40 posições da Mesa Giratória, normalizado pela média do fluxo total em todas as posições.....	85
Figura 4.20 – Fluxos de nêutrons térmicos simulados para as AMOSTRAS 11 e 12, normalizados por valores das simulações da AMOSTRA 11 na MG do reator IPR-R1.....	89
Figura 4.21 – Fluxos de nêutrons térmicos simulados para as AMOSTRAS 11 e 13, normalizados por valores das simulações da AMOSTRA 11 na MG do reator IPR-1.....	90
Figura 4.22 – Fluxos de nêutrons térmicos simulados para as AMOSTRAS 12 e 13, normalizados por valores das simulações da AMOSTRA 12 na MG do reator IPR-1.....	91
Figura 4.23 – Fluxos de nêutrons térmicos simulados para as AMOSTRAS 12 e 21, normalizados por valores das simulações da AMOSTRA 12 na MG do reator IPR-1.....	92
Figura 4.24 – Fluxos de nêutrons térmicos simulados para as AMOSTRAS 13 e 31, normalizados por valores das simulações da AMOSTRA 12 na MG do reator IPR-1.....	93

## **LISTA DE ABREVIATURAS E SIGLAS**

AAN - Análise por Ativação de Nêutrons

cdf – cumulative distribution function

CDTN – Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear

CNEM – Comissão Nacional de Energia Nuclear

DEN – Departamento de Engenharia Nuclear

HPGe – High Purity Germanium detectors

IAEA – International Atomic Energy Agency

IC – Intervalo de Confiança

IPEN – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares

IPR – Instituto de Pesquisas Radioativas

LSNAA - Large-Sample Neutron Activation Analysis

MCNP – Monte Carlo N-Particle Transport Code

MG – Mesa Giratória

NNDC – National Nuclear Data Center, Brookhaven National Laboratory

pdf – probability distribution function

ppm – partes por milhão

SD - Standard Deviation (desvio-padrão)

TC – Tubo Central

TP – Terminal(ais) Pneumático(s)

TR – Tendência Relativa

TRIGA - Training, Research, Isotopes, General Atomics

UFMG – Universidade Federal de Minas Gerais

UFRJ – Universidade Federal do Rio de Janeiro

## 1 INTRODUÇÃO

A análise de ativação com nêutrons foi descoberta em 1936 quando Hevesy e Levi (DE SOETE et al., 1972) observaram que amostras contendo certos elementos de terras raras se tornavam radioativas quando expostas a uma fonte de nêutrons. Dessa observação reconheceram o potencial da utilização das reações nucleares em amostras seguidas da medida da radioatividade induzida, a fim de identificar qualitativa e quantitativamente os elementos presentes nas mesmas.

Devido a sua sensibilidade e precisão, a Análise por Ativação com Nêutrons (AAN) tem sido extensivamente aplicada às ciências ambientais: na investigação dos efeitos de emissões na atmosfera, devido à utilização dos combustíveis fósseis e seus derivados; no estudo de biomas marinhos e terrestres; no processamento do lixo doméstico e industrial; na análise da qualidade da água em aquíferos de superfície e subterrâneos (IAEA, 1992). Na biomedicina, a presença de traços de elementos tem sido analisada em tecidos humanos e animais (ZEISLER et al., 1990). Os efeitos de medicamentos e drogas sobre os organismos e o tratamento de patologias e exames laboratoriais também estão inseridos na área de escopo da técnica de AAN.

Em arqueologia e geologia (STAMATELATOS et al., 2010), amostras de solos e rochas, artefatos históricos como joias e moedas, esculturas, vasos, tecidos e até pinturas são estudados. Na agropecuária e nutrição, a composição de dietas e alimentos, condimentos, leveduras, grãos, vegetais, leite e carne, têm obtido certificações de qualidade e procedência através da AAN (IAEA, 2004). Na apuração de casos forenses, fragmentos de bombas e explosivos, armas, vidro, material genético como sangue, cabelo, ossos e unhas têm sido periciados (FORSHUFVUD et al., 1963; MENEZES et al., 2000).

Na indústria, a AAN vem sendo utilizada na produção de ligas metálicas, catalisadores, cerâmicas e materiais refratários, revestimentos, equipamentos eletrônicos, fertilizantes, circuitos integrados e computadores, análises de fluxos, derivados de petróleo e solventes, produtos farmacêuticos, plásticos, semicondutores e silício puro, corantes têxteis e no levantamento de dados nucleares. Em adição a essas aplicações, a AAN tem um importante papel no controle de qualidade de análises químicas (IAEA, 2001).



Embora tenha ampla utilização em várias áreas de conhecimento técnico e prático, o uso em larga escala dessa técnica tem-se restringido a amostras consideradas pequenas, da dimensão de microgramas até miligramas ou de microlitros até alguns mililitros, pois algumas simplificações são realizadas. Em alguns laboratórios a técnica de Análise por Ativação Neutrônica com amostras de grandes volumes (*Large-Sample Neutron Activation Analysis – LSNA*) já é aplicada, como em Delft, Holanda. A Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA) está coordenando projetos para implantar a LSNA em outros laboratórios, permitindo novas áreas de aplicações. A LSNA está ainda em fase de investigação, sugerindo a colaboração e esforços de vários grupos de pesquisa para facilitar o seu desenvolvimento localmente.

No CDTN/CNEN, a aplicação da técnica de Análise por Ativação com Nêutrons por meio do método paramétrico  $k_0$ , com amostras de dimensões muito pequenas, consideradas pontuais, já é rotina desde 1995 (MENEZES et al., 2003). Tem havido interesse em se aumentar as dimensões das amostras e se investigar o comportamento do fluxo de nêutrons diante da variação nas dimensões dessas amostras. Assim, neste trabalho, espera-se contribuir para aumentar o entendimento sobre a aplicação da técnica em amostras com dimensões variadas.

## 1.1 JUSTIFICATIVA

A maioria das técnicas analíticas lida com amostras da ordem de microlitros a mililitros, de microgramas até miligramas (STAMATELATOS et al., 2010). A necessidade de se reduzir as dimensões do material a ser analisado, os processos de conformação de sub-amostras, a possibilidade de contaminação, a segregação; tais fatores podem contribuir para a perda de originalidade e representatividade da amostragem. Todavia, se essas amostras fossem da ordem de litros ou quilogramas, a amostra seria mais representativa, não haveria necessidade de serem analisadas sub-amostras e teria facilidade no manuseio do material.

Um método de determinação de elementos em amostras na dimensão de litro ou quilograma, que não exigisse tratamento químico dessa amostra em etapa posterior à análise, ou seja, que fosse não destrutivo, poderia ser atrativo para uma série de aplicações. A análise por ativação com nêutrons, devido ao alto poder de penetração dessas partículas, seria um ótimo método a ser utilizado nesse tipo de análise. No entanto, a aplicação da AAN a amostras grandes como método de amplo uso necessita de mais pesquisa, isso porque os efeitos da radiação sobre amostras consideradas como pontuais podem diferir daqueles que ocorrem quando se analisam amostras maiores.

Enquanto em amostras pontuais são ignoradas a auto-termalização dos nêutrons, a atenuação de raios gama e a auto-blindagem dos nêutrons, no caso de amostras grandes, tais efeitos devem ser melhor analisados e estabelecidas as devidas correções para sua ampla aplicação.

No Laboratório de Ativação Neutrônica do CDTN/CNEN, onde demandas de análises de centros de pesquisas, de universidades, de outras instituições do governo e de clientes privados de todo o país têm sido atendidas, se estabeleceu desde 1995 o método  $k_0$  de ativação neutrônica; assim, o conhecimento do fluxo de nêutrons através das amostras e as implicações de variações de dimensões das mesmas são de grande importância.

Com o propósito de contribuir na ampliação da aplicação da técnica de ativação neutrônica, principalmente pelo método  $k_0$ , o presente trabalho desenvolveu uma metodologia teórica de cálculo neutrônico em busca da caracterização dos fluxos de nêutrons térmico e

total nos dispositivos onde as amostras são irradiadas. Este trabalho também investigou a influência das dimensões das amostras em possíveis alterações daqueles fluxos de nêutrons.

Para este fim, foi utilizado o código Monte Carlo MCNP5, por ser uma das principais ferramentas matemáticas empregadas na determinação dos parâmetros neutrônicos de reatores nucleares. Esse código é utilizado em problemas complexos, de difícil modelagem por códigos determinísticos, pois as probabilidades de distribuições que governam fenômenos nucleares são aleatórias e estatísticas. Além disso, é um código de amplos recursos de estudo e variações de geometrias.

## **1.2 OBJETIVOS**

Os objetivos deste trabalho são:

- desenvolver uma metodologia teórica para o cálculo do fluxo de nêutrons térmicos e total nos canais de irradiação da mesa giratória do reator de pesquisas TRIGA IPR-R1, operando a 100 kW;
- investigar a variação do fluxo neutrônico devido às variações das dimensões das amostras irradiadas utilizando o código MCNP5;
- comparar os resultados obtidos com dados de trabalhos experimentais de Menezes et al. (2008), validando essa metodologia e;
- constituir uma fonte de dados e informações para que possa ser empregada no desenvolvimento de novas pesquisas visando à aplicação da técnica de ativação neutrônica em amostras de volumes maiores.

## 2 REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

### 2.1 O REATOR TRIGA IPR-R1 MARK I DO CDTN/CNEN

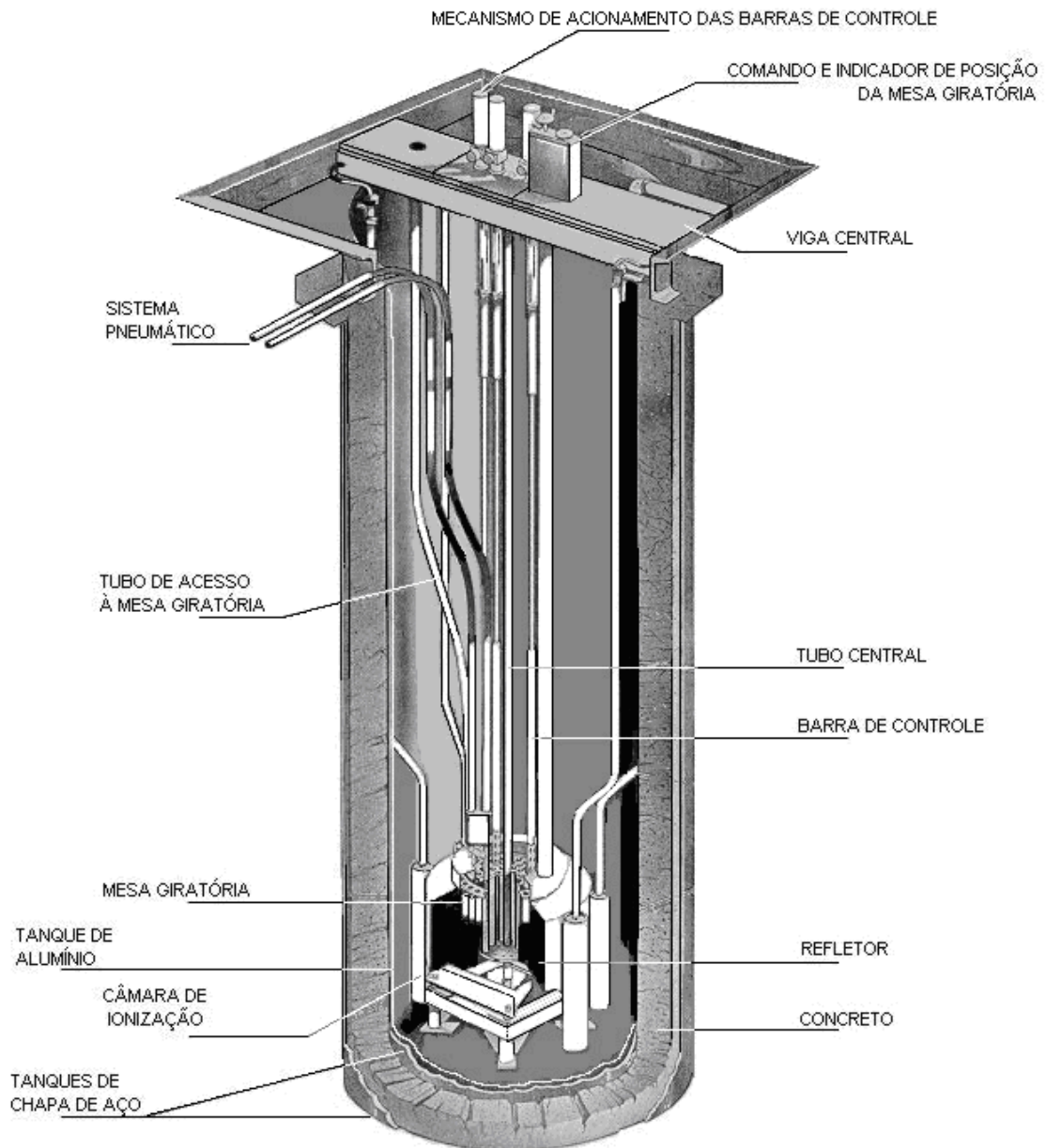
#### 2.1.1 Descrição Geral

Os reatores TRIGA (Training, Research, Isotopes, General Atomics), conforme indica sua sigla, foram idealizados para formação de pessoal e pesquisas. Em geral, esses reatores estão instalados em universidades e centros de pesquisa tecnológica (IAEA, 2001). O reator TRIGA IPR-R1 MARK I, localizado no Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN), Belo Horizonte, Minas Gerais, foi projetado e construído pela General Atomics Company de San Diego, Califórnia. Sua primeira criticalidade ocorreu em 6 de novembro de 1960, com uma potência de 30 kW. Posteriormente, em 1973, com a inserção de novos elementos combustíveis, sua potência atingiu 100 kW, potência na qual funciona atualmente. Em 2001, a configuração do núcleo do reator foi modificada, permitindo o funcionamento a uma potência de 250 kW.

O TRIGA IPR-R1 é um reator de pesquisas a água leve desmineralizada e seu combustível é uma liga metálica de urânio com moderador de hidreto de zircônio (U-ZrH), contendo de 8% a 8,5% em peso de urânio enriquecido a 20% em  $^{235}\text{U}$ . O núcleo forma um reticulado cilíndrico onde estão inseridos 63 elementos combustíveis-moderadores, sendo 59 elementos originais, revestidos com alumínio e 4 elementos instalados recentemente com revestimento em aço inoxidável (MESQUITA et al., 2010). Nas Figuras 2.1 e 2.2 são mostrados um corte longitudinal e um diagrama do reator TRIGA IPR-R1.

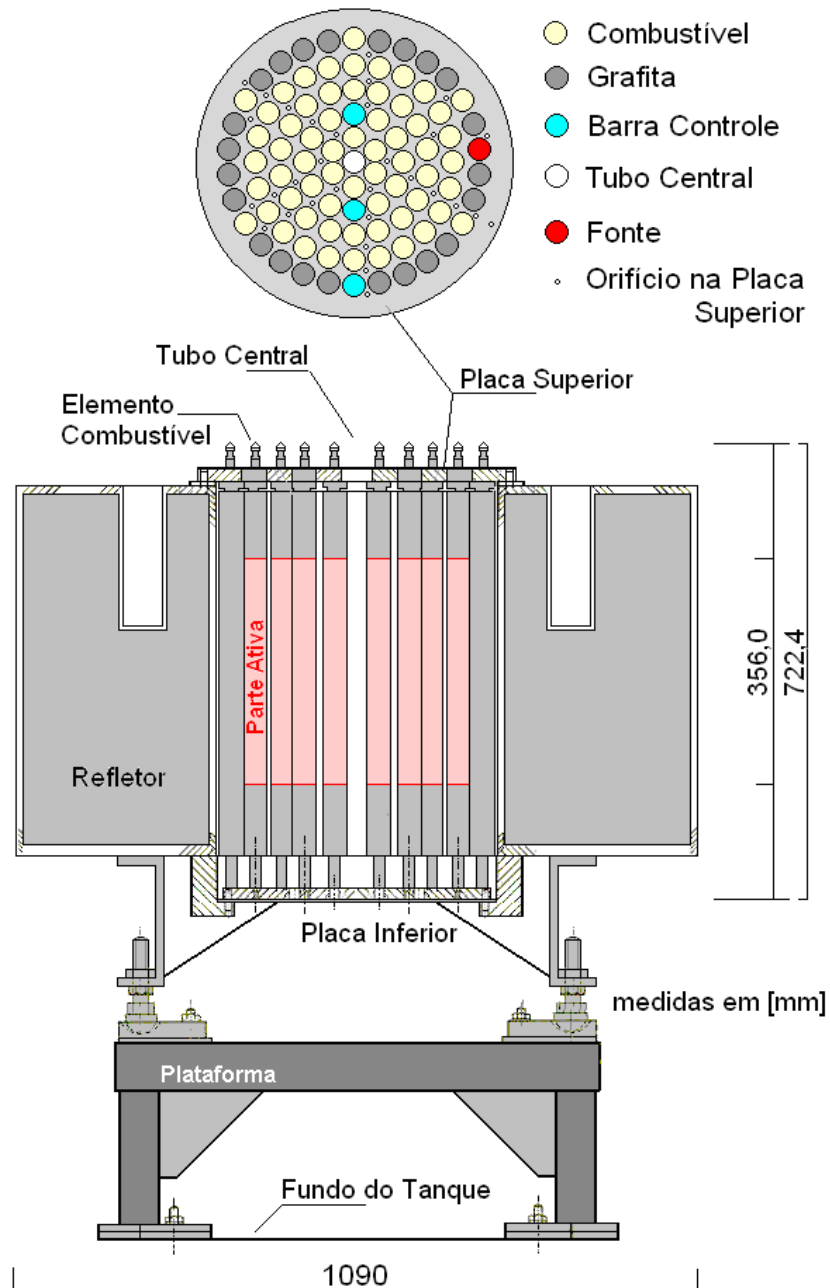
O núcleo do reator está situado abaixo do piso, no fundo de um poço de forma cilíndrica, cujo topo encontra-se a 25 cm abaixo do nível da sala e de diâmetro interno de 1,92 m a uma profundidade de 6,625 m. O volume do poço é ocupado por cerca de 18.000 litros de água desmineralizada que atua como refrigerante do reator, cooperando no processo de

moderação e reflexão dos nêutrons e também servindo como blindagem biológica às radiações provenientes do núcleo (CDTN, 2007).



**Figura 2.1 – Corte longitudinal do reator TRIGA IPR-R1.**

**Fonte: MESQUITA, 2005.**



**Figura 2.2 – Diagrama do núcleo do reator TRIGA IPR-R1.**

**Fonte: MESQUITA, 2005.**

Os reatores TRIGA possuem um sistema de segurança intrínseco devido ao seu coeficiente de temperatura de reatividade negativo. Outro fator que corrobora com a segurança desse reator é a alta retenção dos produtos de fissão no combustível, mesmo que o revestimento desses venha apresentar alguma falha. Ademais, há um sistema passivo de remoção de calor no núcleo durante as operações.

Dentre as principais aplicações do IPR-R1, estão: produção de radioisótopos para análise por ativação neutrônica, treinamento de operadores para centrais nucleares e experimentos em neutrônica e termohidráulica. A Tabela 2.1 apresenta um resumo das operações do reator no período entre 1960 e 2004.

**Tabela 2.1 – Resumo de operações do reator TRIGA IPR-R1.**

**Fonte: MARETTI Jr et al., 2005.**

ANO	ENERGIA LIBERADA (kW)	NÚMERO DE AMOSTRAS IRRADIADAS NO IPR-R1	
		ANÁLISE POR ATIVAÇÃO NEUTRÔNICA	EXPERIMENTOS, TESTES, E OUTRAS APLICAÇÕES
1960-1964	152.989	217	1.577
1965-1969	85.601	14.184	3.405
1970-1974	247.480	50.026	3.562
1975-1979	505.162	137.943	2.631
1980-1984	384.036	167.477	1.024
1985-1989	131.295	36.430	650
1990-1994	69.666	10.399	214
1995-1999	154.639	13.063	468
2000-2004	167.029	17.006	455
<b>TOTAL</b>	<b>1.897.897</b>	<b>446.745</b>	<b>13.986</b>

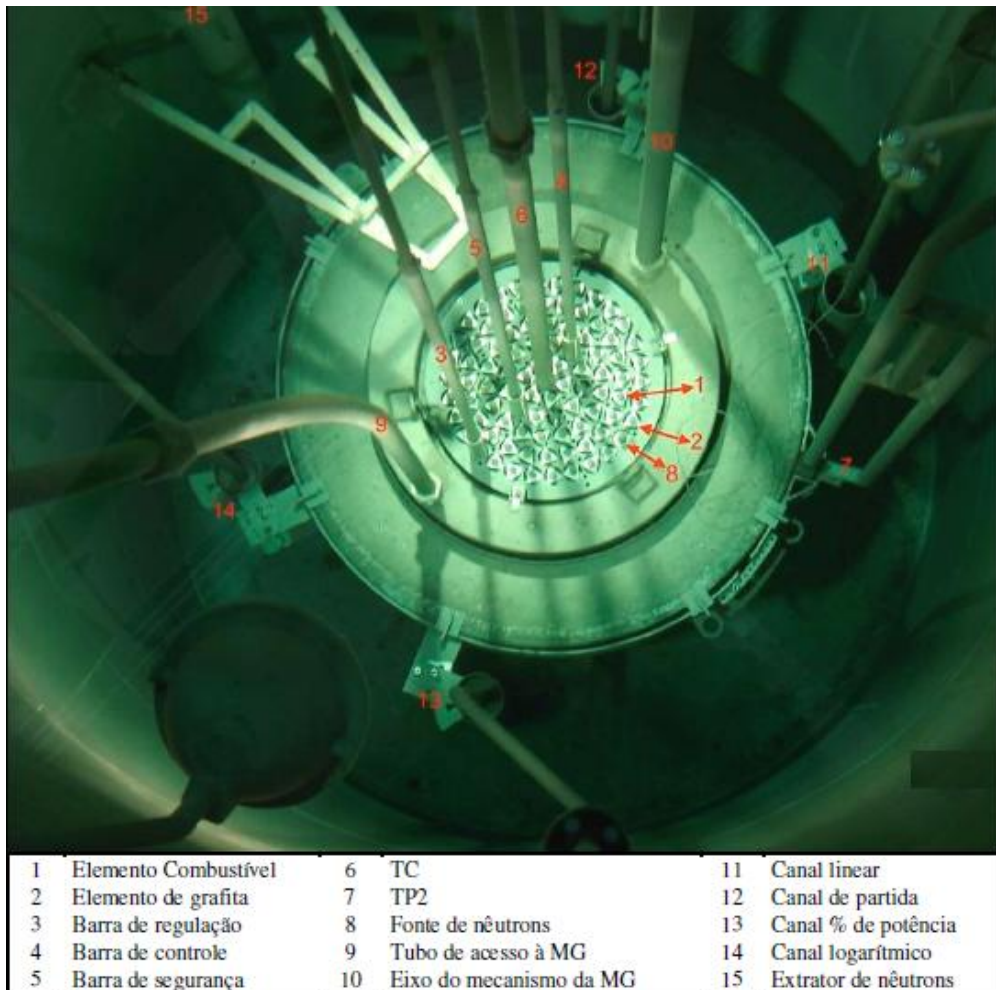
Desde a primeira criticalidade, em novembro de 1960, o IPR-R1 passou por seis modificações de sua configuração de núcleo (DALLE, 2005). Na Tabela 2.2 é apresentado um resumo das alterações das configurações do núcleo do reator TRIGA IPR-R1. Na Figura 2.3, é apresentada a foto do atual aspecto da configuração do núcleo do reator TRIGA IPR-R1.

**Tabela 2.2 – Configurações do núcleo do reator TRIGA IPR-R1.**

**Fonte: MARETTI Jr et al., 2005.**

CONFIGURAÇÃO DO NÚCLEO	ANO	NÚMERO DE ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS	ALTERAÇÃO DE POSIÇÃO DAS BARRAS DE CONTROLE	POTÊNCIA TÉRMICA (kW)
1 <sup>a</sup>	1960	56	--	30
2 <sup>a</sup>	1964	57	NÃO	30
3 <sup>a</sup>	1967	57 (*)	NÃO	30
4 <sup>a</sup>	1973	58	NÃO	100
5 <sup>a</sup>	1996	59	NÃO	100
6 <sup>a</sup>	2001	63	SIM	250

(\*) Elemento combustível danificado substituído.



**Figura 2.3 – Foto do núcleo do reator TRIGA IPR-R1.**

**Fonte: MESQUITA, 2005.**



## **2.1.2 Dispositivos de Irradiação**

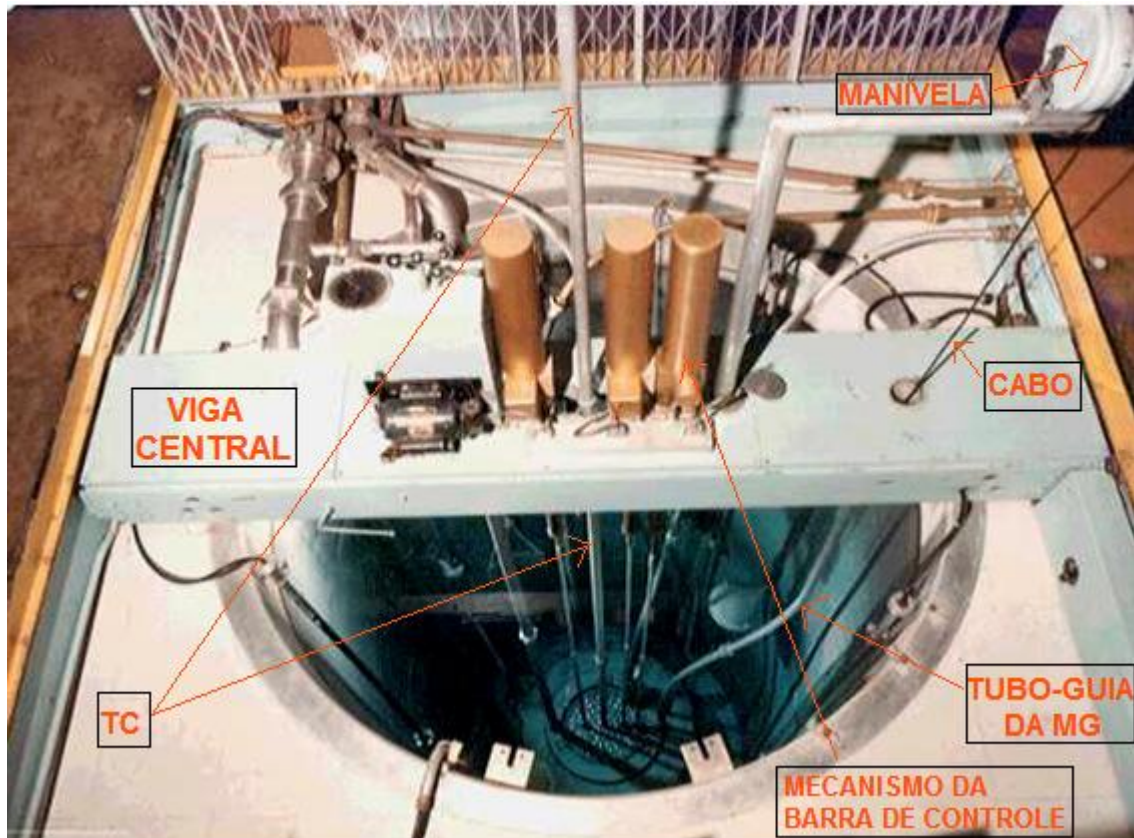
O reator TRIGA IPR-R1 conta com os seguintes equipamentos para que seja realizada a irradiação de amostras: mesa giratória (MG), na qual estão os 40 canais (posições) de irradiação, tubo central (TC) e os terminais pneumáticos (TP).

### **2.1.2.1 Mesa Giratória**

A mesa giratória (MG) do IPR-R1 é montada num suporte giratório e colocada numa cavidade anular do refletor de grafita, possuindo 40 canais para irradiações de amostras, cada um medindo 31,75 mm de diâmetro e 27,4 cm de comprimento (CDTN, 2007). As amostras, acondicionadas em frascos cilíndricos de poliestireno, entram na MG através de um cabo que desce por um tubo de acesso. Há um mecanismo de rotação automático para a irradiação de amostras sob um mesmo fluxo neutrônico médio. Para preservação deste mecanismo, os giros têm sido realizados manualmente. Usando os porta-amostras típicos do CDTN/CNEN, é possível inserir duas amostras verticalmente em cada canal da MG, sendo a de baixo referenciada como irradiada na camada inferior e a de cima como irradiada na camada superior (ZANGIROLAMI, 2009). Todos os valores deste trabalho são relativos à camada inferior.

### **2.1.2.2 Tubo Central**

O TC, é feito de alumínio anodizado, com diâmetros externo de 3,81cm e interno de 3,38cm. Desce desde o topo do reator até 19 cm abaixo da placa inferior, passando pelo centro do núcleo. Este dispositivo permite a irradiação de pequenas amostras na posição onde o fluxo é máximo, além da extração de feixes colimados de nêutrons e de radiação gama. Na Figura 2.4 é mostrada a viga central e alguns de seus elementos, tais como o tubo guia da MG, o TC, os mecanismos de acionamento das barras de controle e outros (CDTN, 2005).



**Figura 2.4 – Dispositivos do TC e tubo de acesso à MG.**

**Fonte: MESQUITA, 2005.**

### **2.1.2.3 Terminal Pneumático**

É um conjunto de tubos ligados a um sistema de sucção de ar, comandado por válvulas, que permite a introdução e retirada de amostras. Fica alojado na periferia do refletor. Atualmente, apenas o TP-2 está em funcionamento. Este terminal é utilizado para dosagem de urânio em minérios pelo método de nêutrons de fissão retardados (MARETTI JR et al., 2005). O dispositivo pode ser observado na Figura 2.3.

### **2.1.3 Barras de Controle**

As barras de controle do reator TRIGA IPR-R1 são constituídas de carbeto de boro. O boro é um elemento que possui uma grande seção de choque de absorção para nêutrons térmicos. As barras de controle de um reator permitem a regulação do valor do coeficiente  $k_{eff}$ , que é o quociente entre o número de nêutrons de uma geração e o número de nêutrons da geração imediatamente anterior. O TRIGA IPR-R1 possui 3 barras de controle: barra de segurança, de controle e de regulação.

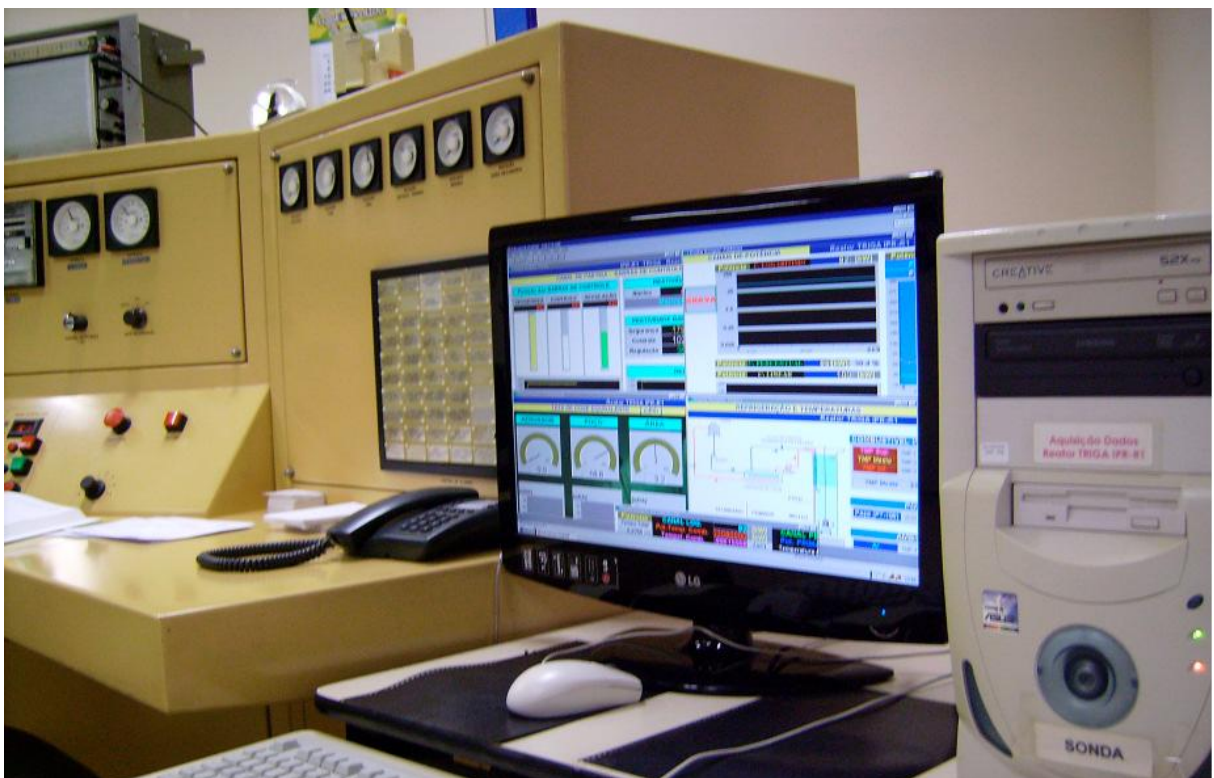
A barra de segurança atua nos casos de emergência provocando um desligamento rápido do reator. Durante as operações ela se encontra totalmente extraída do núcleo. A barra de controle (ajuste grosso) e a barra de regulação (ajuste fino) são utilizadas com a finalidade de ajuste do nível de potência do reator (CDTN, 2001).

### **2.1.4 Instrumentação de operação e controle**

A instrumentação, operação e controle do reator TRIGA IPR-R1 constitui-se fundamentalmente dos canais neutrônicos de medida de potência: canal de partida, canal logarítmico, canal linear, canal de potência percentual e dos canais de monitoração das outras variáveis operacionais: medidores de temperatura, medidores de condutividade, monitores de radiação, etc. (MARETTI JR et al., 2005).

Na mesa de controle encontra-se: comandos dos motores que movimentam as barras de controle, indicadores de posição das três barras de controle, seletor do nível de potência, sinalizadores luminosos e sonoros de status, etc. A Figura 2.5 apresenta uma fotografia da mesa de controle do IPR-R1. Essa é a segunda mesa de controle utilizada na operação do IPR-R1. A mesa original foi usada até março de 1997. A nova mesa de controle apresenta algumas melhorias como: medidor de condutividade da água, monitor de radiação da área, indicadores de temperatura do sistema de refrigeração e um rack externo com módulos eletrônicos (MARETTI JR et al., 2005).

Como complemento da instrumentação da mesa de controle, há um sistema informatizado para coleta de dados oriundos do reator TRIGA IPR-R1, também mostrado na Figura 2.5. Os parâmetros operacionais do reator podem ser coletados por escaneamentos a partir de 1,0 ms (frequência de amostragem igual a 1 kHz). Esses dados são arquivados para posterior consulta, tratamento e análise (MESQUITA, 2005).



**Figura 2.5 – Mesa de controle e sistema de aquisição de dados do IPR-R1.**

**Fonte: MESQUITA, 2005.**

## 2.2 FUNCIONAMENTO BÁSICO DE UM REATOR

O termo *reator nuclear* se refere a equipamentos nos quais reações de fissão nuclear em cadeia controladas podem ser mantidas. Em tais equipamentos, os nêutrons são usados para induzir as reações de fissão nuclear em núcleos mais pesados. Esses núcleos de fissão produzem núcleos mais leves (produtos de fissão), acompanhados da liberação de energia (aproximadamente 200 MeV por evento) e dois a três nêutrons adicionais. Os nêutrons liberados podem então ser utilizados para induzir mais reações de fissão, gerando uma cadeia de eventos de fissão (DEUDERSTADT et al., 1976). Na Figura 2.6 é mostrado um esquema simplificado do processo de reação em cadeia que ocorre no  $^{235}\text{U}$ .

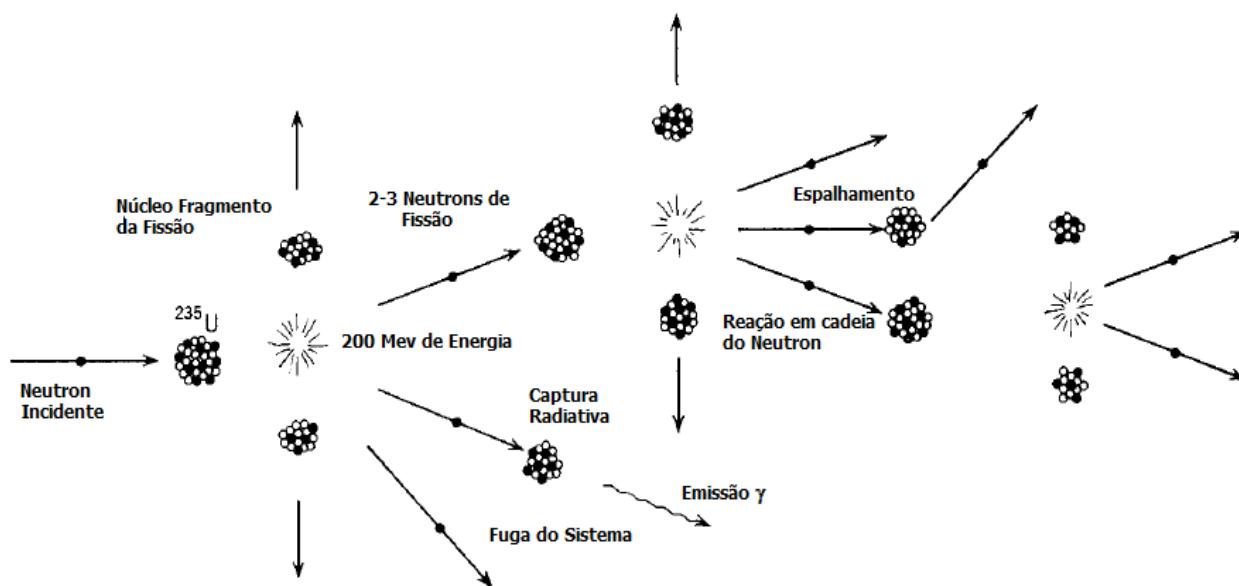
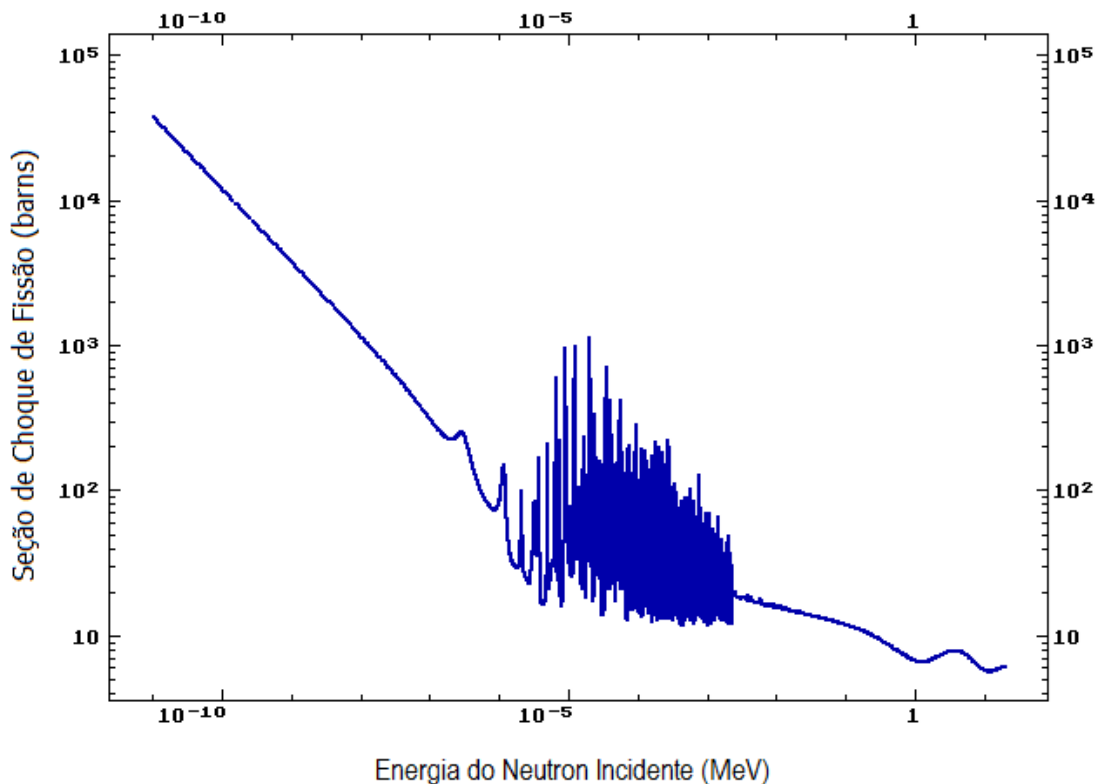


Figura 2.6 – Reação em cadeia no átomo  $^{235}\text{U}$ .

Fonte: DUDERSTADT et al., 1976.

### 2.2.1 Fissão Nuclear

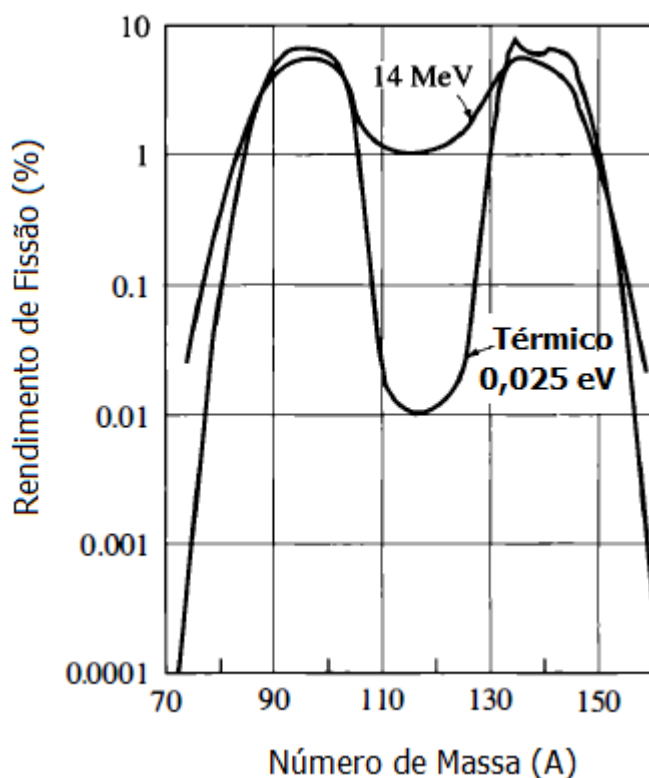
A fissão é um processo nuclear em que um núcleo, ao ser atingido por um nêutron, absorve o mesmo e se fragmenta em dois ou três núcleos mais leves, com emissão de novos nêutrons (nêutrons prontos) (LAMARSH, 1975). Para nêutrons na faixa rápida ( $E > 1$  MeV), a fissão ocorre com diversos nuclídeos pesados, enquanto que para nêutrons na faixa térmica ( $E \approx 0,025$  eV), a fissão ocorre com alguns poucos nuclídeos, dos quais apenas o  $^{235}\text{U}$  é encontrado na natureza. A fissão do  $^{235}\text{U}$  ocorre com nêutrons de qualquer energia, mas a probabilidade da reação é maior na região térmica (ARAMBURU, 1994), como mostra a Figura 2.7. Percebe-se nessa figura que a secção de choque de fissão do  $^{235}\text{U}$  atinge a magnitude de milhares de barns para nêutrons na faixa de energia térmica, enquanto para nêutrons rápidos, atinge apenas algumas dezenas de barns.



**Figura 2.7 – Secção de Choque de Fissão do  $^{235}\text{U}$ .**

**Fonte: IAEA, 2011.**

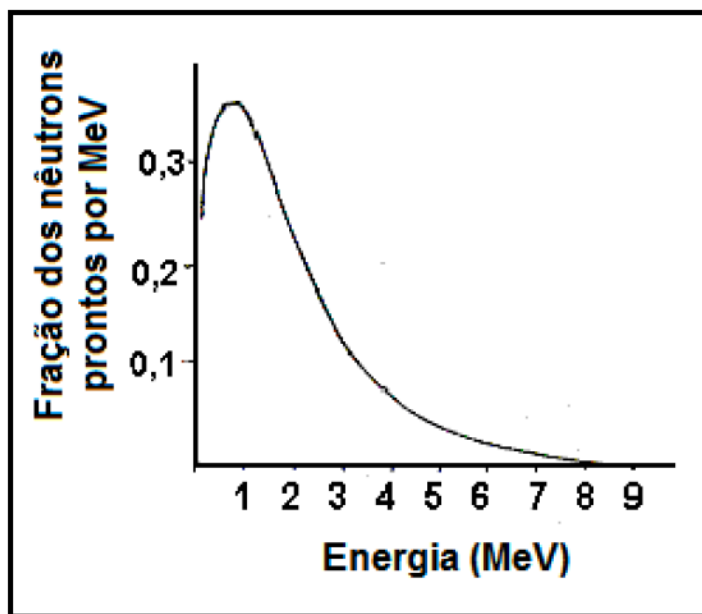
É previsível, até de maneira intuitiva, e pode ser demonstrado por cálculos elementares das energias envolvidas, que um núcleo de fissão deve se dividir mais ou menos pela metade. De fato, a fissão simétrica é um processo raro. A fissão é quase sempre assimétrica, de modo que as massas dos dois fragmentos são diferentes. Isso é indicado na Figura 2.8, onde o rendimento do produto de fissão, isto é, o percentual dos fragmentos de fissão produzidos com um número de massa (A), é mostrado como uma função de A para a fissão induzida por nêutrons térmicos e rápidos (14 MeV) em  $^{235}\text{U}$ . Note-se que o gráfico está plotado em escala logarítmica, de modo que a distribuição dos produtos de fissão é mais fortemente assimétrica do que seria à primeira vista. Com o aumento da energia do nêutron incidente, a fissão se torna mais simétrica. Tal fato é ilustrado na Figura 2.8 pelo rendimento dos produtos de fissão induzida por nêutrons de 14 MeV de energia (LAMARSH, 1975).



**Figura 2.8 – Rendimento do produto de fissão para nêutrons térmicos e de 14 MeV de energia para o átomo  $^{235}\text{U}$ .**

**Fonte: LAMARSH, 1975.**

Para o fissionamento do  $^{235}\text{U}$  com nêutrons na faixa térmica, o número de nêutrons liberados por evento de fissão tem um valor médio de 2,42 e a energia emitida é de aproximadamente 198 MeV (ARAMBURU, 1994). A distribuição energética característica desses nêutrons prontos emitidos numa fissão nuclear é denominada espectro de fissão e é apresentada na Figura 2.9.



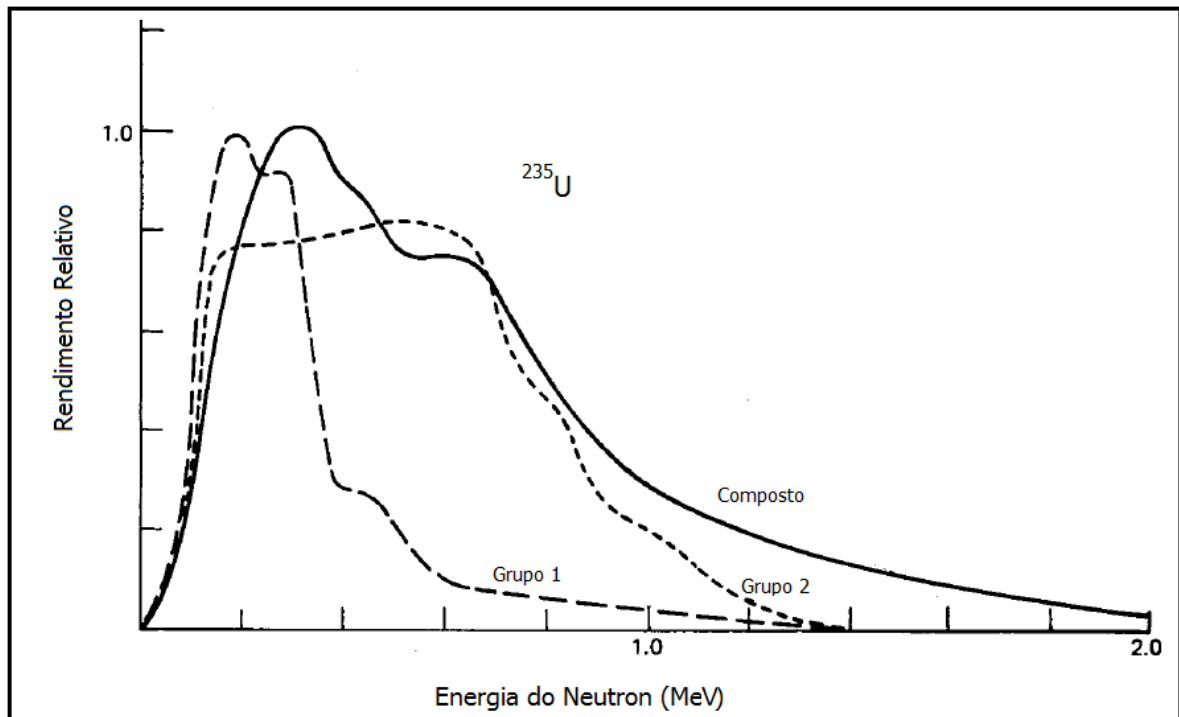
**Figura 2.9 – Espectro de Fissão do átomo  $^{235}\text{U}$  para nêutrons prontos.**

**Fonte: LAMARSH, 1975.**

Do total de nêutrons gerados por fissão, 0,7% originam-se de certos produtos de fissão, como o  $^{87}\text{Br}$ , capazes de emitir um nêutron no seu processo de desintegração radioativa. Os nêutrons assim originados são designados nêutrons retardados (atrasados) (LAMARSH, 1975). Esses nêutrons atrasados desempenham um importante papel no controle das reações de fissão em cadeia.



Na Figura 2.10 é mostrado o espectro de fissão para nêutrons retardados dos dois principais grupos de produtos de fissão do átomo de  $^{235}\text{U}$ . Há de se notar que este espectro é consideravelmente menor que aquele relativo aos nêutrons prontos e que também, apresenta uma dependência do grupo de produtos de fissão e do isótopo fissionado.



**Figura 2.10 – Espectro de nêutrons retardados composto.**

**Fonte: DUDERSTADT et al., 1976.**

### 2.2.2 Moderação de Nêutrons

Considerando que a secção de choque de fissão do  $^{235}\text{U}$ , Figura 2.7, é elevada na faixa dos nêutrons térmicos, os reatores nucleares possuem um elemento chamado moderador, cuja função é a redução da energia dos nêutrons, desde a energia inicial quando gerados na fissão, de cerca de 200 MeV, até alguns eV da região térmica. O tipo de interação mais eficiente para esta finalidade é o espalhamento elástico dos nêutrons com núcleos leves e o material introduzido no sistema com este objetivo é o moderador. Para o desenvolvimento de reações em cadeia, é importante que esse material, além de conter núcleos leves, apresente uma baixa

secção de choque de absorção de nêutrons e, por conseguinte, alta secção de choque de espalhamento de nêutrons (ARAMBURU, 1994). Os materiais frequentemente utilizados na moderação de nêutrons são: água leve, água pesada, o grafite e o berílio (LAMARSH, 1975).

### 2.2.3 Energia liberada na fissão

Na fissão nuclear ocorre grande produção de energia através do processo de conversão de massa. Cerca de 200 MeV de energia são produzidos para a fissão do  $^{235}\text{U}$  por nêutron na faixa térmica. Cerca de 85% da energia aparece como energia cinética dos fragmentos de fissão. Os 15% restantes, se dividem entre outras formas de energia como mostrado na Tabela 2.3 (LAMARSH, 1975).

**Tabela 2.3 – Distribuição da energia liberada na fissão do átomo  $^{235}\text{U}$ .**

**Fonte: LAMARSH, 1975.**

Tipo de Energia	Valor (MeV)
cinética dos fragmentos de fissão	165
cinética dos nêutrons prontos	5
de radiação gama pronta	6
cinética de partículas beta de produtos de fissão	6
de radiação gama de produtos de fissão	5
de neutrinos ( $\dagger$ )	11
Energia Total	198

( $\dagger$ ) - Energia não aproveitada

### 2.2.4 Potência de um reator

A potência térmica liberada num reator nuclear pode ser calculada aproximadamente multiplicando-se a taxa total de fissões pela energia liberada numa fissão (~198 MeV). Esta taxa, contudo, varia através do núcleo do reator. Para um dado local, a taxa de fissões por unidade de volume,  $R_v$ , pode ser calculada por (MURRAY, 2000):

$$R_v = \Sigma_f \phi = \sigma_f \phi N_v \quad (2.01)$$

Onde,

$R_v$  é a taxa de fissões por unidade de volume (fissões.  $s^{-1}$ .  $cm^{-3}$ )

$\phi$  é o fluxo local de nêutrons térmicos ( $n.cm^{-2}.s^{-1}$ );

$\Sigma_f$  é a secção de choque macroscópica de fissão ( $cm^{-1}$ );

$N_v$  é o número de núcleos físeis por unidade de volume ( $cm^{-3}$ );

$\sigma_f$  é a secção de choque microscópica de fissão do núcleo físsil ( $cm^2$ ).

Se o material físsil é o  $^{235}U$ , a potência total gerada pode ser calculada por:

$$P = 198 R_v = 4,8 \times 10^{-11} m \bar{\phi} \quad (2.02)$$

Onde,

$P$  é a potência total gerada (W)

$m$  é a massa total de  $^{235}U$  (g);

$\bar{\phi}$  é o fluxo médio de nêutrons térmicos no núcleo ( $n.cm^{-2}.s^{-1}$ ).

## 2.3 INTERAÇÃO DE NÊUTRONS COM A MATÉRIA

Por não possuírem carga elétrica, os nêutrons não interagem com a matéria através de forças coulombianas. Conseqüentemente, os elétrons atômicos não alteram a trajetória ou a energia cinética de nêutrons que incidem em um meio material. Esta característica faz com que os nêutrons sejam bastante penetrantes (LAMARSH, 1975). O único modo pelo qual os nêutrons interagem com os núcleos dos átomos é através de forças nucleares. Como essas forças são de curto alcance e os núcleos atômicos ocupam uma reduzida fração do volume total da matéria, os nêutrons percorrem longas distâncias antes de interagir com um núcleo (ARAMBURU, 1994).

As interações realizadas por nêutrons com núcleos podem ser classificadas como:

1 – Espalhamento Potencial: Nessa interação o nêutron incidente espalha elasticamente para fora do potencial nuclear sem penetrar na superfície do núcleo. As colisões são caracterizadas por uma secção de choque de espalhamento que é essencialmente independente da energia, sendo da ordem de grandeza da secção de choque de espalhamento para energias médias, ou seja, aproximadamente  $4\pi R^2$  (DUDERSTADT et al., 1976).

2 - Espalhamento Elástico: A energia cinética total do sistema nêutron incidente e núcleo-alvo se conserva. O núcleo-alvo permanece em seu estado fundamental, abreviadamente, essa interação pode ser representada através do símbolo (n,n).

3 - Espalhamento Inelástico: A energia cinética total do sistema nêutron incidente e núcleo-alvo não se conserva. O núcleo-alvo é deixado em estado excitado. Para voltar a seu estado fundamental, o núcleo-alvo emite raios gama. A interação pode ser representada através do símbolo (n,n').

4 - Captura Radiativa: Esse processo também é conhecido como ativação. O nêutron incidente é capturado pelo núcleo-alvo, um ou mais raios gama são emitidos. Essa interação é denotada pela notação (n, $\gamma$ ).

5 - Emissão de Partícula Carregada: Quando um nêutron é absorvido por um núcleo-alvo, partículas carregadas pesadas podem ser emitidas, por exemplo, partículas  $\alpha$ , prótons, deutérios, etc. As reações que representam esses processos são do tipo  $(n,\alpha)$ ,  $(n,p)$  e  $(n,d)$ .

6 - Emissão de Nêutrons: Nesse tipo de interação, o nêutron incidente é altamente energético, provocando a ejeção de dois ou mais nêutrons do núcleo-alvo. As reações podem ser do tipo  $(n,2n)$  ou  $(n,3n)$ .

7 - Fissão: Na reação de fissão nuclear, o núcleo-alvo ao ser bombardeado por um nêutron, absorve o mesmo e se fragmenta em dois ou três núcleos mais leves, com emissão de dois ou três novos nêutrons (nêutrons prontos).

O fenômeno de captura radiativa, de modo semelhante ao espalhamento elástico, pode ocorrer para qualquer energia do nêutron incidente (LAMARSH, 1966; ARAMBURU, 1994). Entretanto, é mais provável que o fenômeno ocorra para nêutrons de baixa energia, em particular, para aquelas energias que conduzem a estados de *longa vida* dos núcleos compostos (LAMARSH, 1966). O nêutron incidente é capturado pelo núcleo-alvo, que fica em estado excitado. Para se desexcitar, o núcleo composto emite radiação gama. Em geral, o núcleo composto dá origem a novos núcleos, através do decaimento por emissão de partículas  $\beta$ , proporcionando a transmutação. Esse processo é muito utilizado para a produção de radioisótopos artificiais e é fundamental na técnica de ativação.

## 2.4 ANÁLISE POR ATIVAÇÃO COM NÊUTRONS

### 2.4.1 Histórico

A análise por ativação com nêutrons (AAN) se baseia na obtenção de radionuclídeos artificiais a partir de elementos estáveis para sua identificação e determinação quantitativa. A produção do primeiro radionuclídeo artificial ocorreu em 1934 e a aplicação analítica da radioatividade artificial se deu pela primeira vez, entre os anos de 1936 e 1938 por C. Hevesy e H. Levy, que determinaram traços de disprósio por meio da ativação neutrônica. No entanto, a utilização da técnica em grande escala, ocorreu a partir de meados da década de 1950 com o surgimento de fontes de nêutrons acessíveis para irradiação (EHMANN et al., 1991).

A técnica de AAN consiste em bombardear um dado material com nêutrons e medir a radioatividade induzida no mesmo. Em geral, a irradiação é realizada com nêutrons térmicos e a radioatividade produzida é medida usando a espectrometria dos raios-gama emitidos pelos radioisótopos (DE SOETE et al., 1972).

Inicialmente, fontes de radionuclídeos foram empregadas para produzir nêutrons, porém, devido ao baixo fluxo, a aplicação dessas fontes na técnica de análise por ativação foi limitada. Com o advento de geradores de nêutrons e reatores de pesquisa, a técnica atingiu significativo progresso, tornando-se uma importante ferramenta para análise de traços de elementos em materiais nas diversas áreas da ciência e tecnologia (DE SOETE et al., 1972).

Com o surgimento dos detectores semicondutores de germânio hiperpuro na década de 60, houve grande progresso na determinação de muitos elementos e uma redução da necessidade de tratamento radioquímico. Muitos avanços têm sido alcançados dentro da técnica, visando aumentar o número de elementos analisados. Métodos que se baseiam na produção de elementos de meia vida curta e métodos paramétricos surgiram como ferramentas especiais dentro da técnica (KNOLL, 2000).

## 2.4.2 Desenvolvimento teórico da análise por ativação com nêutrons

A expressão matemática que descreve o método de ativação neutrônica, mostra quantitativamente todas as etapas do processo e, através do correto tratamento dos dados experimentais, produz os resultados esperados pelo emprego da técnica.

A taxa em que os átomos de um nuclídeo Y,  $F_Y$ , são formados por meio do processo de ativação, deve ser proporcional ao número de átomos de outro isótopo X contidos no alvo, e também proporcional à secção de choque para captura de X e ao fluxo de nêutrons incidente. Pode-se representar o processo por:



$$F_Y = \frac{dN_Y}{dt} = N_X \sigma_X \Phi \quad (2.04)$$

Onde,

$F_Y$  é a taxa de formação do radionuclídeo Y (nêutrons. s<sup>-1</sup>);

$N_X$  é o número de átomos do isótopo X;

$\sigma_X$  é a secção de choque do nuclídeo X (barn);

$\Phi$  é o fluxo total de nêutrons (nêutrons.cm<sup>-2</sup>.s<sup>-1</sup>).

A equação fundamental da AAN é:

$$A_Y = \frac{N \theta_X w \sigma_X \varphi (1 - e^{-\lambda_Y t_i})}{M_X} \quad (2.05)$$

Onde,

$N$  é o número de Avogadro =  $6,02 \times 10^{23} \text{ mol}^{-1}$ ;

$\theta_X$  é a abundância isotópica do isótopo X;

$w$  é a massa do elemento existente no alvo (g);

$M_X$  é a massa molar do elemento X (g/mol).

É possível ainda, se fazer uma correção da atividade do nuclídeo Y em função do tempo transcorrido,  $t_d$ , após o processo de irradiação da amostra:

$$A_Y = \frac{N \theta_X w \sigma_X \varphi (1 - e^{-\lambda_Y t_i}) e^{-\lambda_Y t_d}}{M_X} \quad (2.06)$$

O termo  $e^{-\lambda_Y t_d}$  é considerado o fator que corrige o decaimento entre o final da irradiação e o início das contagens, é representado algumas vezes pela letra D.



A atividade do isótopo Y pode ser medida através da radiação gama produzida, fazendo a correção em função do tempo despendido na obtenção da medida,  $t_m$ :

$$A_{YR} = \int_0^{t_m} A_Y e^{-\lambda_Y t} dt = \frac{A_Y}{\lambda_Y} (1 - e^{-\lambda_Y t_m}) \quad (2.07)$$

Onde,

$A_{YR}$  é a atividade do nuclídeo Y em função da radiação gama produzida.

O termo  $(1 - e^{-\lambda_Y t_m}) / \lambda_Y$ , algumas vezes é representado por C e é chamado de fator de correção devido ao decaimento durante a realização das contagens.

Para experimentos de detecção de radiação gama, a atividade  $A_{YR}$  está relacionada com a área do fotopico de uma determinada energia, associada ao nuclídeo em investigação:

$$A_{YR} = \frac{C_1 / t_m}{\epsilon_\gamma P_\gamma} \quad (2.08)$$

Onde,

$\epsilon_\gamma$  é a eficiência de detecção na energia medida;

$P_\gamma$  é a porcentagem de emissão gama por desintegração do nuclídeo Y, ou seja, é a abundância relativa do fotopico de energia considerada;

$C_1$  é a contagem líquida (área líquida do fotopico);

$t_m$  é o tempo da medida realizada pelo detector.

Igualando as equações 2.07 e 2.08, tem-se a expressão:

$$\frac{A_Y (1 - e^{-\lambda_Y t_m})}{\lambda_Y} = \frac{C_1 / t_m}{\varepsilon_Y P_Y} \quad (2.09)$$

Fazendo rearranjos, a massa do analito  $W$ , existente no alvo será encontrada por:

$$w = \frac{C_1 \lambda_Y M_X / t_m}{N \theta_X \varepsilon_Y P_Y (1 - e^{-\lambda_Y t_m}) \sigma_X \phi (1 - e^{-\lambda_Y t_i}) e^{-\lambda_Y t_d}} \quad (2.10)$$

No processo de AAN existe uma proporcionalidade entre a quantidade do analito contido na amostra e a área relativa ao fotopico que é usada para se determinar a concentração do analito na amostra investigada. Para se contornar a dificuldade de se conhecer os valores de todos os parâmetros envolvidos e a correlação desses com as várias constantes, pode-se usar a irradiação de uma amostra de calibração na qual se conheça previamente as concentrações dos elementos de interesse (SKOOG et al., 2001).

No método relativo, a amostra padrão deve ser irradiada em paralelo à amostra a ser analisada, visando evitar a influência de possíveis variações no fluxo de nêutrons incidente no procedimento de análise. Além disso, todos os processos de medidas devem ser realizados, rigorosamente, sob as mesmas condições para a amostra padrão como também para a amostra analisada. Através da razão das áreas dos fotopicos medidos para as duas amostras, se determina a concentração do elemento investigado no analito (KNOLL, 2000).

### 2.4.3 Método paramétrico $k_0$

O método  $k_0$  foi idealizado por Frans De Corte, baseado no método do comparador simples, através da substituição das constantes físicas por uma constante  $k_0$ , oriunda de repetidas determinações experimentais. Os elementos que tem seu  $k_0$  previamente determinado são quantificados de modo relativamente simples, com precisão e exatidão superiores às aquelas obtidas com o uso dos métodos relativos. A rotina do procedimento de análise deve ser pautada pelos objetivos desejados, pela quantidade de amostras a serem processadas, pela exatidão e precisão exigidas, pelos custos dos procedimentos de análise e pela disponibilidade de recursos materiais e de pessoal (ZAGATTO, 2000).

A técnica foi desenvolvida no período de 1975-1991, no *Institute for Nuclear Sciences* da Rijksuniversiteit de Ghent na Bélgica e despontou como uma excelente opção para os procedimentos de análise, uma vez que combina as vantagens dos métodos absoluto e comparativo, minorando as possíveis desvantagens de cada um deles (DE CORTE, 2000). Atualmente o método vem sendo empregado em vários laboratórios ao redor do mundo, inclusive no CDTN/CNEN (MENEZES et al, 2000, 2003, 2008).

A equação fundamental do método paramétrico  $k_0$  através da convenção de Högdahl expressa a atividade no tempo de decaimento zero de um isótopo qualquer irradiado durante o tempo  $t$ . Devem ser irradiadas, simultaneamente e na mesma posição, uma amostra de massa  $w$  e uma massa exatamente conhecida  $w^*$ , de um elemento utilizado como padrão (DE CORTE, 1986). Para o padrão e para o  $i$ -ésimo elemento existente na amostra, resulta que a massa do  $i$ -ésimo elemento presente na amostra pode ser determinada pelas fórmulas:

$$Q_0(\alpha) = I_0(\alpha) / \sigma_0(\alpha) \quad (2.11)$$

Onde,

$\alpha$  é o fator de forma do espectro de nêutrons epitérmicos. O valor desse parâmetro é um dado de cada reator e de cada posição de irradiação;

$I_0(\alpha)$  é o fator de ressonância para nêutrons na faixa térmica;

$\sigma_0(\alpha)$  é a secção de choque microscópica de captura para nêutrons térmicos.

$$f = \varphi_t / \varphi_e \quad (2.12)$$

Onde  $f$  é a razão entre o fluxo de nêutrons térmicos pelo fluxo de nêutrons epitérmicos.

Da adição dos dois parâmetros anteriores, se determina o fator F:

$$F = f + Q_0(\alpha) \quad (2.13)$$

Finalmente, se determina a massa do i-ésimo elemento contido na amostra analisada:

$$w = \frac{w^* C_{i,i} \epsilon_{\gamma}^* F^* S^* C_i D_i}{k_0 C_i^* \epsilon_{\gamma,i} F_i S_i C^* D^*} \quad (2.14)$$

Os parâmetros contidos na equação 2.14 já foram especificados ao longo do texto deste trabalho. Os termos marcados por \* se referem ao elemento utilizado como padrão.

Tem-se então o fator  $k_0$ ,

$$k_0 = \frac{M_i^* \theta_i P_{\gamma,i} \sigma_{0,i}}{M_i \theta^* P_{\gamma}^* \sigma_0^*} \quad (2.15)$$

O fator  $k_0$  é uma constante natural dos isótopos (BLAAUW, 1993; ERDTMANN et al., 1988). Para 91 isótopos de interesse os valores de  $k_0$  têm sido medidos por diversos laboratórios ao redor do mundo e estão disponíveis na literatura, com incertezas menores que 2%. Para outros 21 isótopos a incerteza se aproxima de 5% (JOVANOVIC et al., 1985).

## 2.5 CÓDIGO DE MONTE CARLO (MCNP)

### 2.5.1 Descrição e histórico

Uma partícula, ao atravessar um material, interage com os átomos constituintes do mesmo. A partícula pode ser absorvida ou espalhada, ao realizar colisões que reduzem sua velocidade e, conseqüentemente, sua energia. Esses processos são estatísticos e a probabilidade de ocorrência de cada um será determinada pela seção de choque do material envolvido. No entanto, pode se prever a distribuição das distâncias que um grande número dessas partículas percorrerá até que a primeira interação aconteça (DEUDERSTADT et al., 1976).

O emprego de métodos estatísticos para simular sistemas físicos e matemáticos pode ser tão eficiente quanto uso dos métodos numéricos convencionais para a solução das equações diferenciais que descrevem esses sistemas. O método de transporte por Monte Carlo provê soluções aproximadas para muitos problemas matemáticos através de simulações de amostragens estatísticas aleatórias por meio de computadores. Nesse processo, cada uma das partículas tem toda sua “vida” acompanhada, até sua “morte” em algum tipo de interação, seja absorção, espalhamento ou fuga do sistema (BOOTH et al., 2003).

Através de números aleatórios, computadores criam um histórico estatístico de cada partícula. Esses números são utilizados para determinar qual tipo de interação ocorre, quanta energia é perdida, qual a direção da partícula e quantos nêutrons são criados. O histórico de uma partícula tem início a partir de um evento de fissão ou através de uma fonte geradora de nêutrons externa. Sua morte se dá com a absorção ou fuga do sistema. Tabelas são criadas e nestas são registrados todos os eventos que ocorrem com tal partícula. Como uma só partícula não representa todo o sistema, um grande número de histórias deve ser registrado para se caracterizar corretamente o que ocorre no sistema. Os resultados obtidos representam estimativas dos valores médios das variáveis combinado com as respectivas incertezas associadas (BOOTH et al., 2003).

A resolução de problemas matemáticos por amostragens aleatórias parece ter sido documentada pela primeira vez pelo Conde de Buffon em 1772. Laplace, em 1786, propôs a avaliação do número  $\pi$  (pi) por amostragem aleatória. Kelvin também utilizou o método de amostragem aleatória para obter os valores de integrais que surgem na teoria cinética dos gases. Embora o emprego dos métodos aleatórios remonte ao século XVIII, a fase áurea de desenvolvimento do método de Monte Carlo ocorreu durante o projeto Manhattan no laboratório de Los Alamos, durante a segunda guerra mundial. Nesta ocasião, a equipe de cientistas, composta por Fermi, Ulam, Von Neumann e Metropolis, trabalhou no desenvolvimento da primeira bomba nuclear (BRIESMEISTER, 1997).

No período compreendido entre o fim da década de 1940 e meados da década de 1950, surgiram vários trabalhos descrevendo o método de Monte Carlo e sua aplicabilidade na resolução de problemas de transporte de partículas e radiação. O nome do método é creditado a Nicholas Metropolis e seria uma referência à cidade europeia de mesmo nome, mundialmente conhecida por seus cassinos e jogos de azar, como por exemplo, a roleta, que nada mais é que um gerador de números aleatórios (BRIESMEISTER, 1997).

Em 1977, com a incorporação de novos recursos que permitiram o tratamento de sistemas físicos de energias abaixo de 1 keV, e também as interações nêutron-fóton, o novo código ficou conhecido como MCNP. A princípio o MCNP representava “Monte Carlo Neutron Photon”, depois “Monte Carlo N-Particle”. No ano de 1983 foi lançado o MCNP3, reescrito em ANSI padrão Fortran 77. Essa foi a primeira versão do MCNP distribuída mundialmente pelo Centro de Informação e Proteção da Radiação em Oak Ridge, Tennessee, EUA. Em 1986 foi desenvolvido o MCNP3A e em 1988 o MCNP3B (BRIESMEISTER, 1997).

O MCNP4 foi lançado em 1990, foi a primeira versão UNIX do código. Trazia como aprimoramentos, o transporte de elétrons, o registro (*tally*) de altura de pulso (F8), a aproximação da radiação de frenagem em alvos-densos para o transporte de fótons, a adição de detectores pontuais e os dispositivos esféricos DXTRAN com o tratamento térmico  $S(\alpha, \beta)$ . Ademais, era provido de um controle mais rígido dos números aleatórios e da geração dos resultados dos *tallies* durante a execução do programa. A versão MCNP4A, lançada em 1993, retrata análises estatísticas intensificadas, distribuição das multitarefas do processador (via “cluster”), novas bibliotecas de fótons, delimitação do caminho das partículas via SABRINA e

*tallies* melhorados. Em 1997 houve o lançamento do MCNP4B. Nele foram incorporadas algumas ferramentas como a geração da secção de choque, a possibilidade de ser executado em 64-bits, a intensificação do tempo de vida do nêutron, além de melhorias dos “*lattice*” e aperfeiçoamentos menores (HALBLIEB et al., 1984).

O MCNP4C, lançado no ano 2000, possui avanços como o tratamento de ressonância, *tallies* cumulativos e intensificações das perturbações e da física de elétrons. O MCNP5, desenvolvido em 2003, foi reescrito em ANSI padrão Fortran 90. Em seu pacote inclui novas aplicações como a adição da física de colisão dos fótons. Uma nova versão do código foi criada a partir do MCNP4B e LAHET 2.8, é o MCNPX versão 2.1, lançado em 23 de outubro de 1997. Aproximadamente 1.750 usuários em cerca de 400 instituições em todo o mundo tiveram a oportunidade de experimentar suas melhorias, colaborando para o surgimento da versão 2.6.0 (BRIESMEISTER, 1997).

### 2.5.2 Desenvolvimento teórico do método de Monte Carlo

O método de Monte Carlo é um método estatístico que utiliza sequências de números aleatórios para se conseguir a solução de um problema físico. Alguns passos são adotados durante o processo de simulação:

- **Funções de distribuição de probabilidade:** são equações utilizadas para descrever o sistema físico a ser simulado;
- **Geração dos números aleatórios:** uma fonte de números aleatórios uniformemente distribuídos no intervalo  $[0,1]$ ;
- **Geração das variáveis aleatórias:** métodos de distribuições de probabilidade usados para se obter os valores das variáveis aleatórias, que são as grandezas físicas de interesse;
- **Estimativa dos resultados:** os resultados obtidos devem ser acumulados nos devidos registradores das grandezas de interesse;



- **Avaliação dos erros:** uma estimativa dos erros estatísticos (variâncias) para cada histórico de partículas;
- **Técnicas para redução da variância:** necessárias à redução do tempo de cálculo computacional, em alguns casos, viabilizando a própria simulação;
- **Paralelização e vetorização:** algoritmos empregados para permitir a eficiência da programação dos computadores.

Considerando uma variável  $x$  e definindo  $f(x) dx$  como a probabilidade de que  $x$  esteja entre  $x$  e  $x+dx$ , pode-se definir a função  $f(x)$  como a função distribuição de probabilidade (pdf – probability distribution function) da variável  $x$ , sendo normalizada para um. Uma função de probabilidade acumulativa (cdf – cumulative distribution function),  $F(x)$  será definida por:

$$F(x) = \int_{x_1}^{x_2} f(x) dx \quad (2.16)$$

Onde,

$F(x)$  representa a probabilidade de que o valor da variável  $x$  seja menor ou igual a  $x$ . Fundamentado nesta definição,  $F(x)$  estará compreendida entre 0 e 1.

Para obter os valores corretos de  $x$  para os cálculos de Monte Carlo, a distribuição dos valores deve obedecer à função  $f(x)$ . Isto é conseguido selecionando um valor (RN) e ajustando:

$$RN = F(x) \quad (2.17)$$

Com a inversão, tem-se:

$$x = F^{-1}(RN) \quad (2.18)$$

Pode-se demonstrar que se os valores de  $x$  forem selecionados de acordo com as equações 2.17 e 2.18, baseado nos valores de  $RN$ , uniformemente distribuídos entre 0 e 1, sua distribuição é a função  $f(x)$ . Os computadores criam uma série de números aleatórios entre 0 e 1, seguindo uma distribuição uniforme dentro desta faixa. Isso significa que há igual probabilidade de encontrar um dado número entre 0 e 1. Há casos onde a pdf é uma função discreta. Assim, para  $N$  casos:

$$\sum_i^N f(x_i) = 1 \quad (2.19)$$

Encontra-se a cdf por:

$$F(x_i) = \sum_{j \leq i} f(x_j) \quad (2.20)$$

Considerando, por exemplo, o caso de um nêutron de energia  $E$  atravessando um meio físico qualquer. Algumas informações poderiam ser desejadas, como:

- a localização da primeira interação (colisão);
- a natureza da interação;
- a direção da trajetória após a interação;

Chamando de  $s$ , a distância que o nêutron percorre até sua primeira interação, é necessário determinar a probabilidade de que esse evento ocorra entre  $s$  e  $s+ds$ . Para um meio uniforme, essa função será dada por:

$$f(s) ds = e^{(-\Sigma_t s)} \Sigma_t ds \quad (2.21)$$

Onde,

$\Sigma_t$  é a secção de choque macroscópica total;

$s$  é a distância percorrida pelo nêutron até realizar sua primeira interação.

A função cdf é obtida por:

$$F(s) = \int_0^s f(s) ds = 1 - e^{(-\Sigma_t s)} \quad (2.22)$$

Selecionando um número aleatório RN e ajustando a função  $F(s)$ ; encontra-se:

$$s = (-1/\Sigma_t) \ln (1-RN) \quad (2.23)$$

Tomando a secção de choque de espalhamento como  $\Sigma_s$  e a secção de choque de absorção como  $\Sigma_a$ , a probabilidade de ocorrência de uma reação de espalhamento é obtida por:

$$\frac{\Sigma_s}{\Sigma_t} \quad (2.24)$$

A probabilidade de ocorrência de uma reação de absorção é:

$$\frac{\Sigma_a}{\Sigma_t} \quad (2.25)$$

Se  $RN \leq \Sigma_a/\Sigma_t$ , o evento será de absorção;

Se  $RN > \Sigma_a/\Sigma_t$ , o evento será de espalhamento.

A direção da trajetória do nêutron investigado depende dos ângulos azimutal  $\phi$  e polar  $\theta$ . Supondo que qualquer ângulo azimutal tem igual probabilidade de ocorrência, tem-se a pdf:

$$f(\phi) = (1/2\pi) d\phi \quad | \quad 0 \leq \phi \leq 2\pi \quad (2.26)$$

A cdf, será:

$$F(\phi) = \int_0^\phi (1/2\pi) d\phi = \phi / 2\pi \quad (2.27)$$

Selecione um novo número aleatório e o fazendo como  $F(\phi)$ , obtém-se o valor de  $\phi$ :

$$\phi = 2\pi RN \quad | \quad 0 \leq \phi \leq 2\pi \quad (2.28)$$

Para se determinar o ângulo polar  $\theta$ , obtém-se o valor da pdf usando a definição da secção de choque diferencial de espalhamento:

$$f(\phi) d\phi = \frac{\sigma_s(\theta) \sin\theta d\theta}{\sigma_s} \quad (2.29)$$

A cdf é:

$$F(\phi) = \frac{\int_0^\phi \sigma_s(\theta) \sin\theta d\theta}{\sigma_s} \quad (2.30)$$

Com a seleção de um novo número aleatório, tem-se a definição de  $F(\theta)$ . O valor de  $\theta$  é obtido através da inversão da equação 2.29, como mostrado na equação 2.18. Um caso típico é o espalhamento isotrópico. Sendo a secção de choque diferencial de espalhamento independente do ângulo polar, pela equação 2.29, tem-se:

$$\phi = \arccos(1 - 2RN) \quad | \quad 0 \leq \phi \leq 2\pi \quad (2.31)$$

A grande utilidade do método de Monte Carlo é sua capacidade de simular fenômenos que tenham geometria complicada, com expressões quase impossíveis de se representar e resolver através de equações diferenciais. Vantagem adicional é a obtenção de resultados em qualquer detalhe desejado, onde o usuário pode registrar todos os eventos de seu interesse. Assim, o código pode estimar corretamente as reações que podem ocorrer em uma simulação, ocasionadas direta ou indiretamente por cada partícula, e então, realizar os cálculos de interesse para a física nuclear.

### 2.5.3 Normalização do fluxo de nêutrons

Ao utilizar o código MCNP faz-se necessário realizar a normalização do fluxo de nêutrons de acordo com a potência térmica do sistema investigado. Esse procedimento deve ser feito uma vez que o código fornece em seu arquivo de saída a fluência de nêutrons  $\varphi_j$  em uma dada célula  $j$ , a energia média liberada por fissão  $Q$ , o coeficiente de criticalidade efetivo  $k_{\text{eff}}$  e os nêutrons gerados por fissão  $\nu$ , mas não o valor explícito do fluxo de nêutrons.

Através da aplicação da fórmula de normalização 2.32 pode-se comparar os dados obtidos pela execução do código com o fluxo real medido em um experimento:

$$\Phi_j = \frac{\varphi_j \text{Potência } \nu}{Q k_{\text{eff}}} \quad (2.32)$$

Onde,

$\Phi_j$  é o fluxo de nêutrons na célula  $j$ , expresso em nêutrons.cm<sup>-2</sup>.s<sup>-1</sup>.

## 3 MATERIAIS E MÉTODOS

### 3.1 MODELAGEM DO REATOR

O reator e as amostras foram modelados utilizando o código MCNP5. O reator TRIGA IPR-R1 foi configurado de acordo com a geometria e as características descritas no item 2.1 deste trabalho. O núcleo foi configurado como um cilindro contendo os elementos de combustível, os refletores radiais, o tubo central e a fonte de nêutrons. Cada haste foi posicionada de acordo com um conjunto de coordenadas de localização. Na modelagem, as hastes foram preenchidas com seus respectivos materiais. Em torno do núcleo está a mesa giratória (MG), local onde foram simuladas as irradiações das amostras. Todo esse conjunto é envolvido pela água da piscina do reator.

O modelo básico foi desenvolvido por Dalle (2005), recebendo um conjunto de melhorias propostas por Guerra (2011). Tais alterações se justificam, uma vez que Dalle tinha como objetivo principal o detalhamento do núcleo e não da MG. Os ajustes realizados por Guerra foram:

- Inserção, no centro da MG, do receptáculo de alumínio cilíndrico com raio interno de 1,5 cm, espessura de 0,1 cm e altura de 20 cm;
- Acréscimo do revestimento de alumínio da MG (espessura de 1,6 cm);
- Mudança na espessura da camada de alumínio que reveste o núcleo do reator de 0,64 cm para 1,0 cm.

Essas mudanças visam aproximar, ainda mais, a simulação do reator TRIGA em relação ao funcionamento real do reator. Comparativamente, as Figuras 3.1 e 3.3 ilustram o modelo de Dalle, enquanto as Figuras 3.2, 3.4 e 3.5 representam o modelo desenvolvido por Guerra.

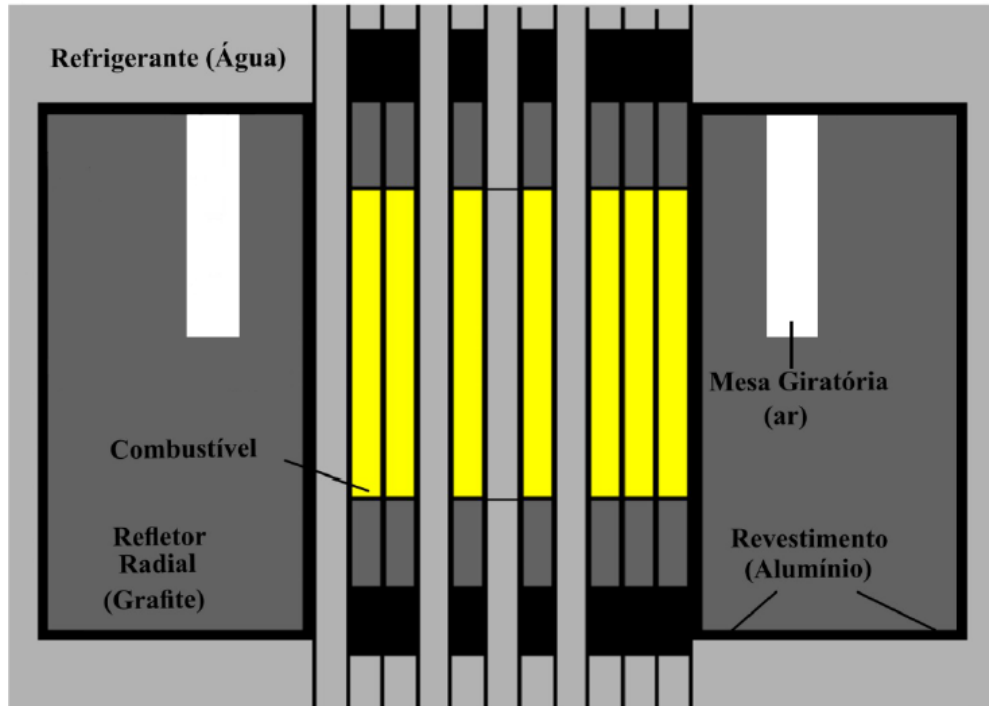


Figura 3.1 – Vista axial do IPR-R1, desenvolvido no MCNP por Dalle  
 Fonte: GUERRA, 2011

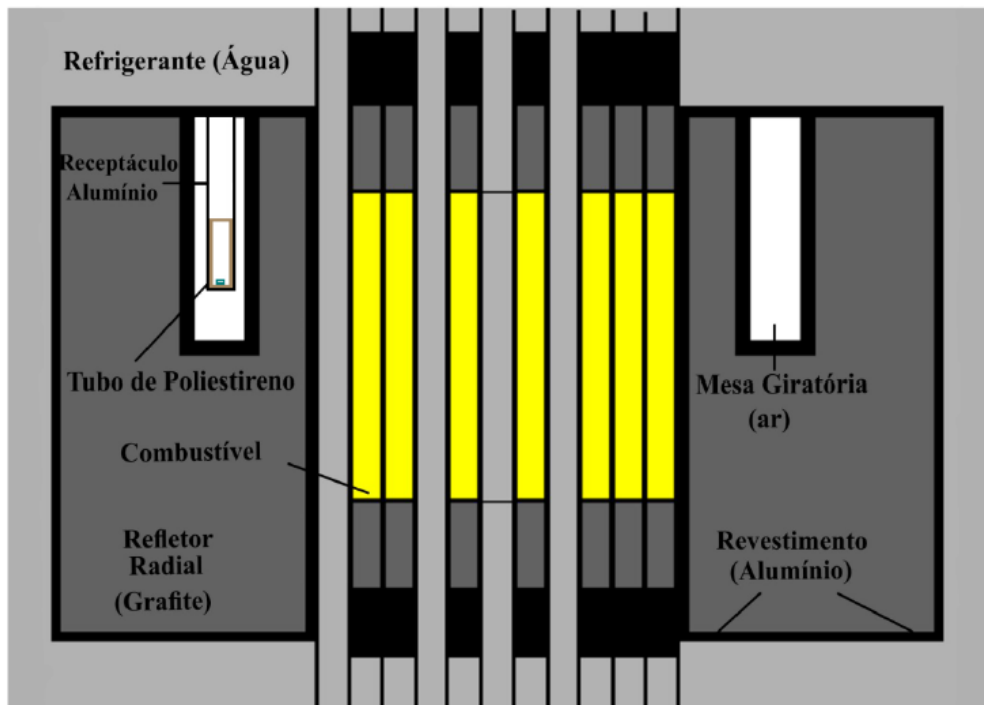
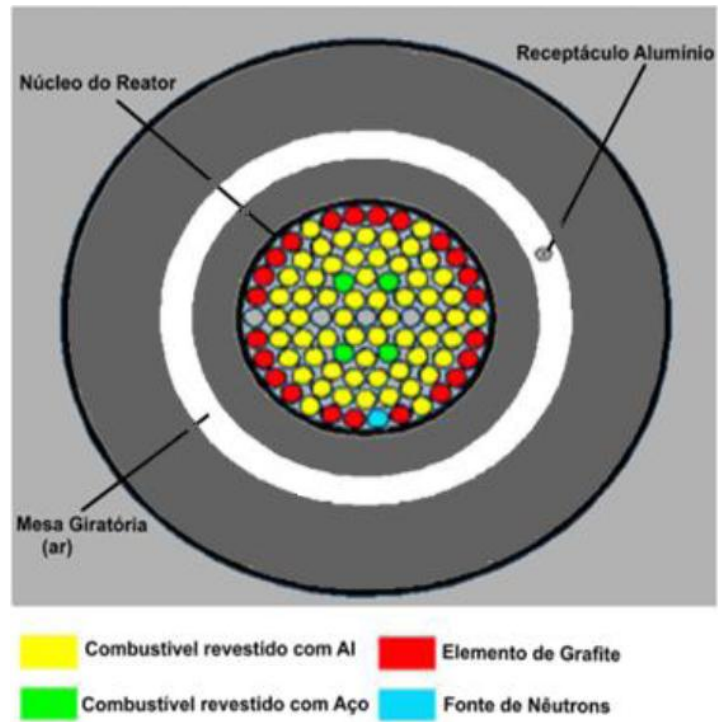
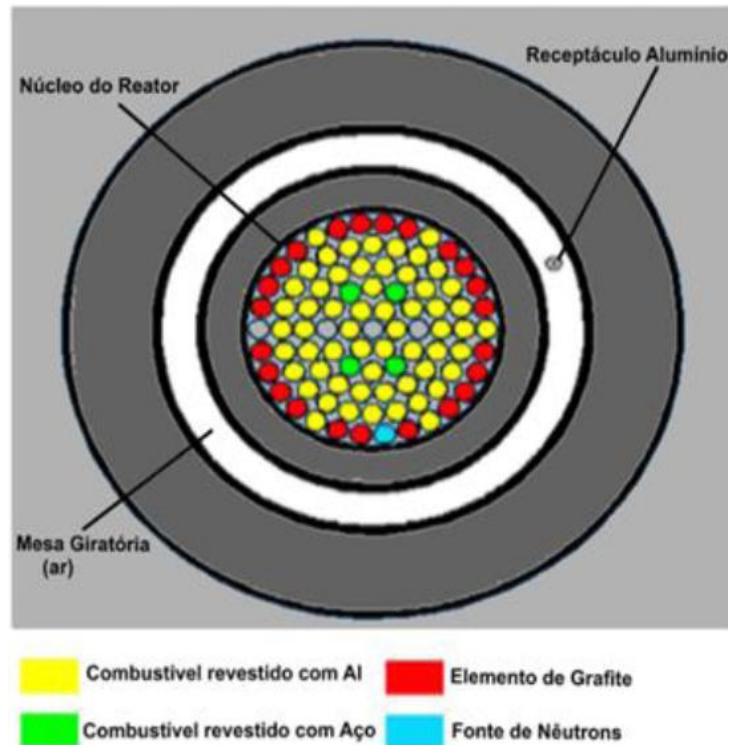


Figura 3.2 – Vista axial do IPR-R1, desenvolvido no MCNP por Guerra  
 Fonte: GUERRA, 2011





**Figura 3.3 – Vista transversal do IPR-R1, desenvolvido no MCNP por Dalle**  
**Fonte: GUERRA, 2011**



**Figura 3.4 – Vista transversal do IPR-R1, desenvolvido no MCNP por Guerra**  
**Fonte: GUERRA, 2011**

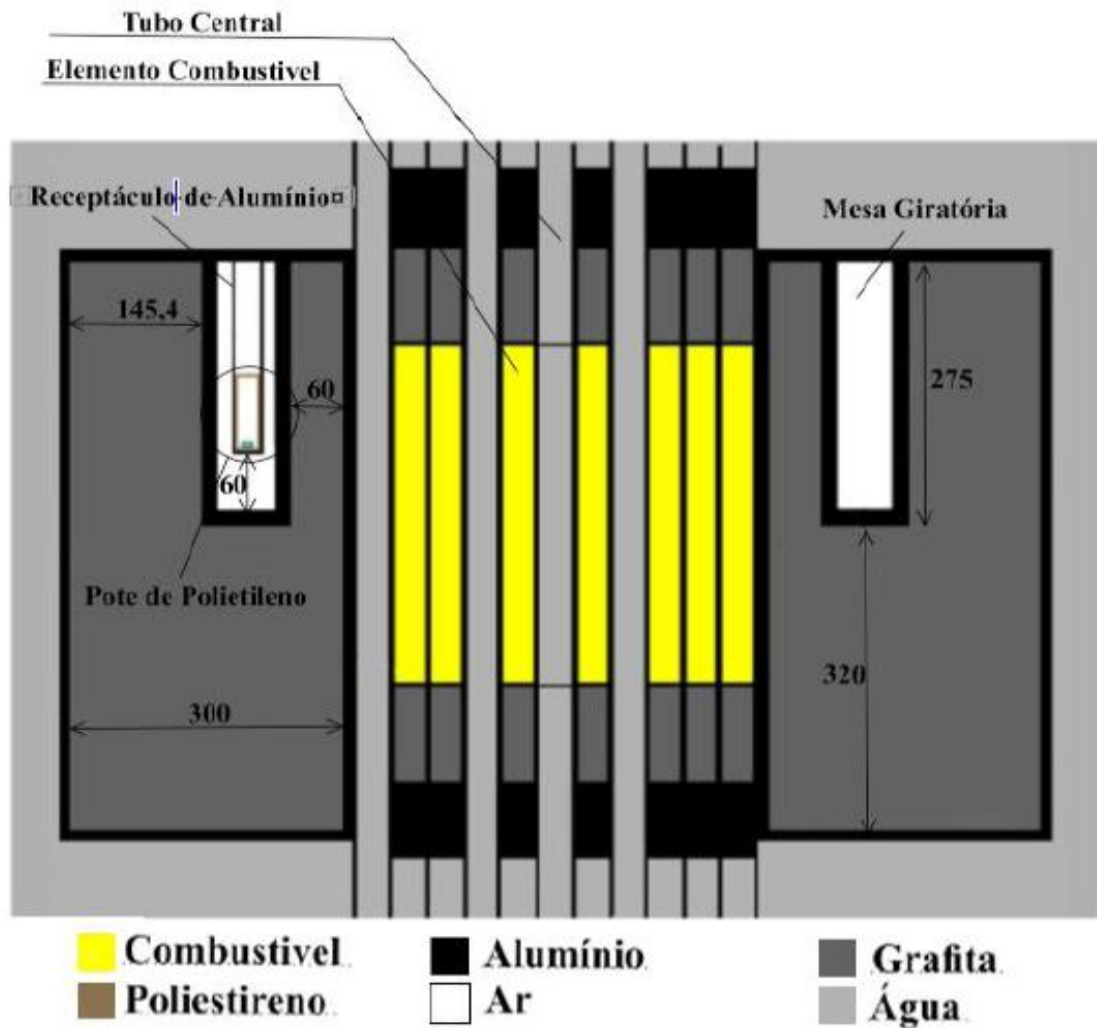


Figura 3.5 – Vista axial do IPR-R1, com detalhes, desenvolvido por Guerra

Fonte: GUERRA, 2011

### 3.2 MODELAGEM DAS AMOSTRAS

Neste trabalho, serão chamados de *amostras* os *monitores* utilizados nos experimentos de AAN no CDTN/CNEN. Assim, amostras com seis geometrias diferentes foram consideradas. A primeira, chamada de AMOSTRA 11, é constituída por um disco de 0,3 cm de raio e espessura de 0,01 cm é composta por uma liga Al-Au, com as respectivas porcentagens de 99,9% e 0,1% de cada um dos materiais. As demais amostras também são compostas da mesma liga. No interior da AMOSTRA 11, para reduzir a variância dos

cálculos realizados pelo código, foi colocada uma esfera DXTRAN, com raio interno de 0,0025cm e raio externo 0,0045 cm. A ação das esferas DXTRAN será descrita posteriormente.

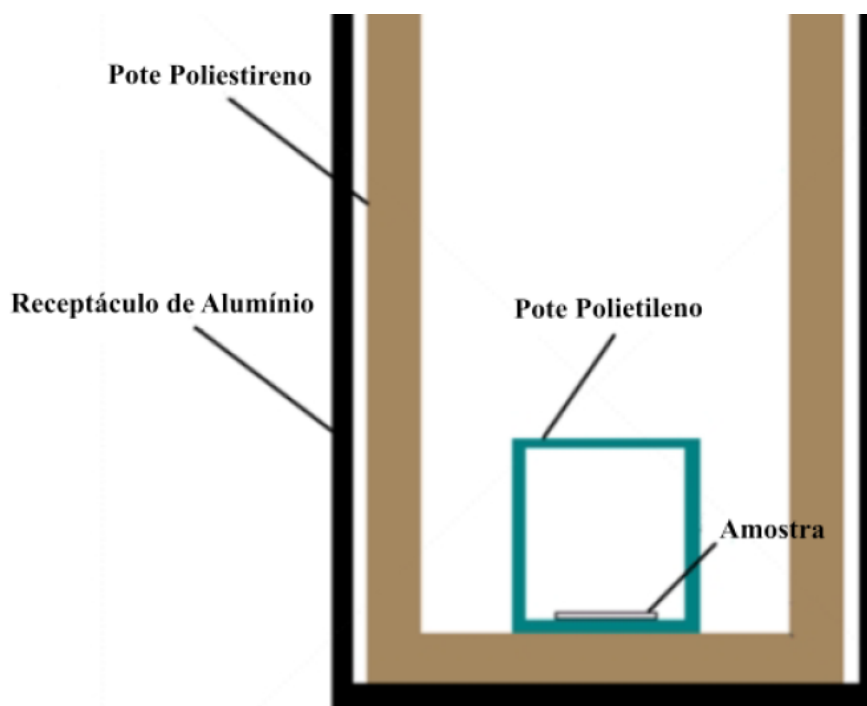
A AMOSTRA 12 é um disco de 0,3 cm de raio e espessura de 0,02 cm; foi inserida uma esfera DXTRAN, com raio interno de 0,0025cm e raio externo 0,0045 cm, na metade superior da amostra. É importante mencionar que inicialmente tentou-se inserir duas esferas DXTRAN nessa amostra, no entanto, devido a limitações do código, que não permite mais que uma esfera DXTRAN em uma única célula, foi preciso adotar tal procedimento. Assumiu-se que esse procedimento não tenha trazido prejuízos a pesquisa, uma vez que a simulação do fluxo de nêutrons que passava por uma espessura de material semelhante à metade inferior da amostra com o experimento denominado AMOSTRA 11 já havia sido feita sem apresentar problemas.

A AMOSTRA 13 é um disco de 0,3 cm de raio e espessura de 0,03 cm, no qual foi inserida uma esfera DXTRAN, com geometria semelhante aos casos anteriores, no terço superior da amostra. A motivação para tal procedimento é semelhante àquela adotada na modelagem da AMOSTRA 12.

A AMOSTRA 21 tem as mesmas dimensões da AMOSTRA 12, porém inseriu-se uma esfera DXTRAN maior, de raios 0,0025 cm e 0,01 cm, respectivamente. A AMOSTRA 31 também tem as mesmas dimensões da AMOSTRA 13, com uma esfera DXTRAN de raios 0,0025 cm e 0,015 cm.

Por último a AMOSTRA 431, que tem um raio igual a 0,48 cm e uma espessura de 0,43 cm, preenchendo todo o restante do recipiente onde as amostras devem ser acomodadas. Nessa amostra em particular, foi realizado um procedimento um pouco diferente, pois foi inserida apenas uma esfera DXTRAN, com raios de 0,0025 cm e 0,005 cm, localizada no centro da amostra.

Todas as amostras ficam localizadas dentro de um tubo de polietileno, que se encontra dentro do tubo de poliestireno, o qual fica inserido no receptáculo de alumínio da MG, conforme indica a Figura 3.6. O receptáculo de alumínio terá sua posição definida de acordo com o ponto de referência em que a amostra fica localizada, a 34 cm do centro do reator e exatamente no centro da MG.



**Figura 3.6 – Ilustração de amostra simulada no MCNP.**

**Fonte: GUERRA, 2011**

Na Tabela 3.1 apresentam-se as dimensões dos potes e receptáculos utilizados neste trabalho.

**Tabela 3.1 – Dimensões de porta-amostras utilizados na pesquisa**

	Raio interno (cm)	Espessura Lateral (cm)	Espessuras superior e inferior (cm)	Altura (cm)
Receptáculo de alumínio	1,50	0,10	0,10	20,0
Pote polietileno	0,48	0,07	0,06	0,55
Pote poliestireno	1,10	0,30	0,20	7,90

A Figura 3.7 mostra fotos dos aspectos dos tubos (potes) usados para experimentos no reator TRIGA IPR-R1, inclusive aqueles relativos a este trabalho.








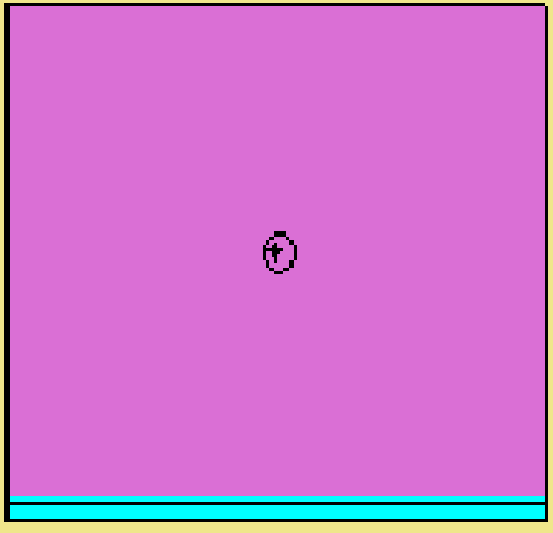
**Figura 3.7 – Fotos de porta-amostras**

- A) Amostras acondicionadas em tubos de polietileno para irradiações na MG. B) Tubos de polietileno acondicionados em porta-amostras de poliestireno para irradiações na MG**  
**C) Os diversos tipos de porta-amostras empregados**

**Fonte: ZANGIROLAMI, 2009**

Na Tabela 3.2 tem-se um resumo da geometria de cada uma das amostras deste trabalho.

**Tabela 3.2 – Resumo da geometria das amostras da pesquisa.**

AMOSTRA	RAIO (cm)	ESPESSURA (cm)	FIGURA
11	0,30	0,01	
12	0,30	0,02	
13	0,30	0,03	
21	0,30	0,02	
31	0,30	0,03	
431	0,48	0,43	

Após a determinação das características geométricas de cada amostra, foram especificadas as informações relativas ao *set* de dados para o controle de criticalidade das simulações. No comando *kcode* utilizaram-se 10000 nêutrons por ciclo, 500 ciclos efetivos foram rodados. Para o cálculo do fluxo de nêutrons utilizou-se o *tally* F4. Neste trabalho foram pesquisados os fluxos de nêutrons térmicos e total; foi selecionado como fluxo de nêutrons térmicos aquele composto de partículas com energia menor que 0,5 eV. Essa escolha fundamentou-se na existência de trabalhos anteriores, como o de Menezes et al. (2008) e Guerra (2011) que se constituíram como importantes referenciais comparativos dos resultados obtidos no presente estudo.

Com a finalidade de serem refinados os resultados deste trabalho, outras duas ferramentas do MCNP5 foram utilizadas, os dispositivos IMP e DXTRAN. Esses dispositivos foram utilizados previamente por Guerra (2011) em sua pesquisa, gerando excelentes resultados.

A utilidade da ferramenta IMP se baseia no fato do código permitir o aumento do número de partículas quando estas mudam de um meio para outro. Esta técnica torna possível um aumento significativo no número de partículas que atingem o volume analisado, contribuindo para melhorar o tratamento estatístico dos cálculos. O mecanismo da ferramenta IMP consiste em atribuir valores a cada uma das geometrias do experimento, este número é chamado de “*importância*”. Uma partícula ao passar de um volume  $V_1$  com importância  $I_1$  para outro volume  $V_2$  com importância  $I_2$ , é multiplicada pela razão  $I_2/I_1$  e a soma dessas partículas terá a mesma contribuição que a partícula inicial. Deste modo, a partícula que for multiplicada em duas ou mais partículas, terá seu peso dividido entre as partículas geradas, ou seja, a soma dos pesos de tais partículas será igual ao peso da partícula inicial (GUERRA, 2011).

A utilização da ferramenta DXTRAN se justifica pelo fato de que uma pequena região está sendo analisada, gerando uma pequena probabilidade de espalhamento das partículas. A especificação de uma esfera DXTRAN em uma região de pequenas dimensões em um arquivo de entrada pode minorar esse inconveniente. Além das partículas que interagem dentro da região analisada pelo *tally*, a ferramenta DXTRAN permite que as interações daquelas partículas que colidem externamente também sejam investigadas. Com uma colisão externa à

esfera, o DXTRAN gera uma nova partícula, denominada "partícula DXTRAN", que é transportada para dentro da esfera DXTRAN. A partícula real, chamada agora de "partícula NÃO-DXTRAN", prossegue com seu trajeto normal (BRIESMEISTER, 1997). O peso extra criado pelas partículas DXTRAN é equilibrado pela destruição das partículas NÃO-DXTRAN que atingem a esfera. A desvantagem deste dispositivo é o tempo extra despendido ao seguir as partículas DXTRAN com baixo peso.

### 3.3 MATERIAIS

Como foi dito no item 3.2 deste trabalho, o material de todas as amostras é uma liga certificada de Al-Au, com percentuais de 99,9% e 0,1%, respectivamente, de cada um desses materiais, código IRMM-530R (INSTITUTE FOR REFERENCE MATERIALS AND MEASUREMENTS). Sua composição e técnica de fabricação reduzem os efeitos de auto-blindagem do fluxo de nêutrons pela amostra no local onde ela é inserida (INGELBRECHT et al.,1991). Na Figura 3.8 são apresentados alguns exemplares de amostras semelhantes àquelas usadas por Menezes et al. (2008), que serão adotadas como referencial experimental no cálculo do fluxo de nêutrons.

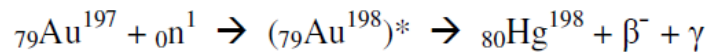
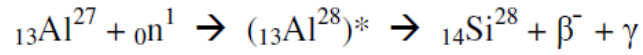


**Figura 3.8 – Amostras utilizadas em experimentos de irradiação no CDTN**

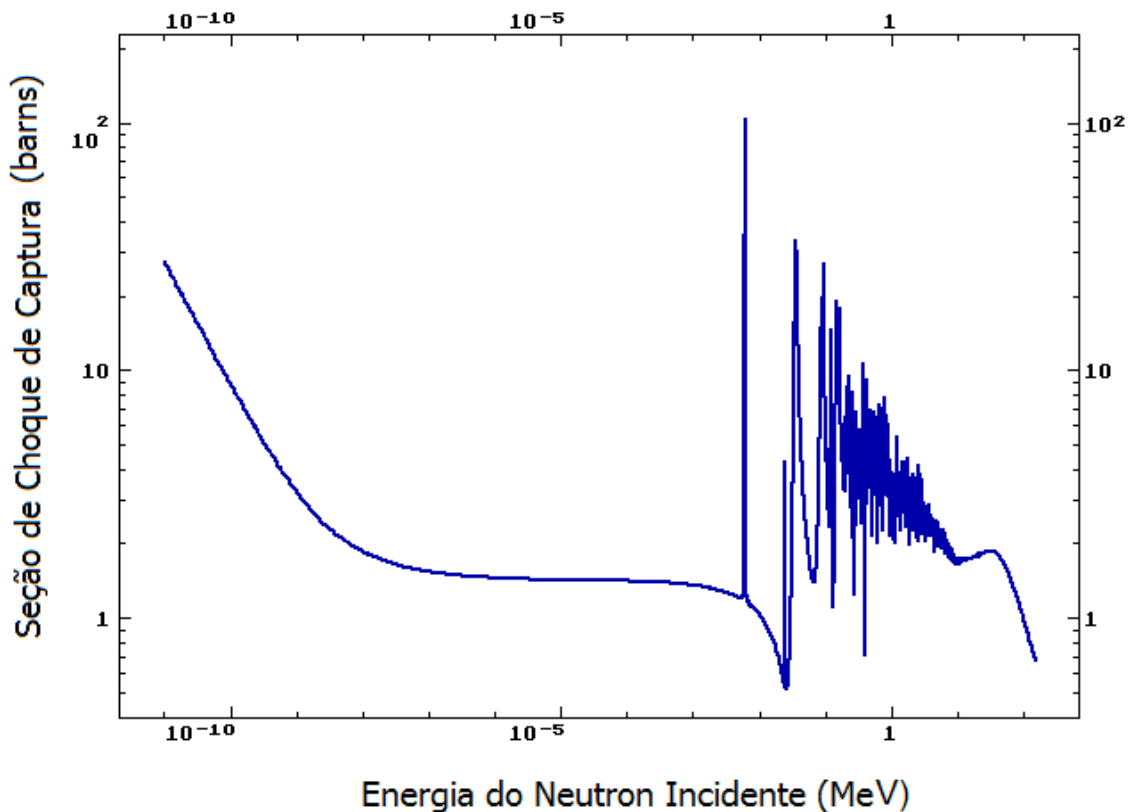
**Fonte: ZANGIROLAMI, 2009**



Na secção 2.3 foi visto que os nêutrons podem interagir com a matéria através da reação de captura radiativa. O nêutron incidente é capturado pelo núcleo alvo que fica excitado. Para voltar ao estado fundamental, o núcleo composto emite radiação gama e decai por emissão  $\beta$ . As reações de nêutrons com nuclídeos alvos importantes para esta pesquisa são:

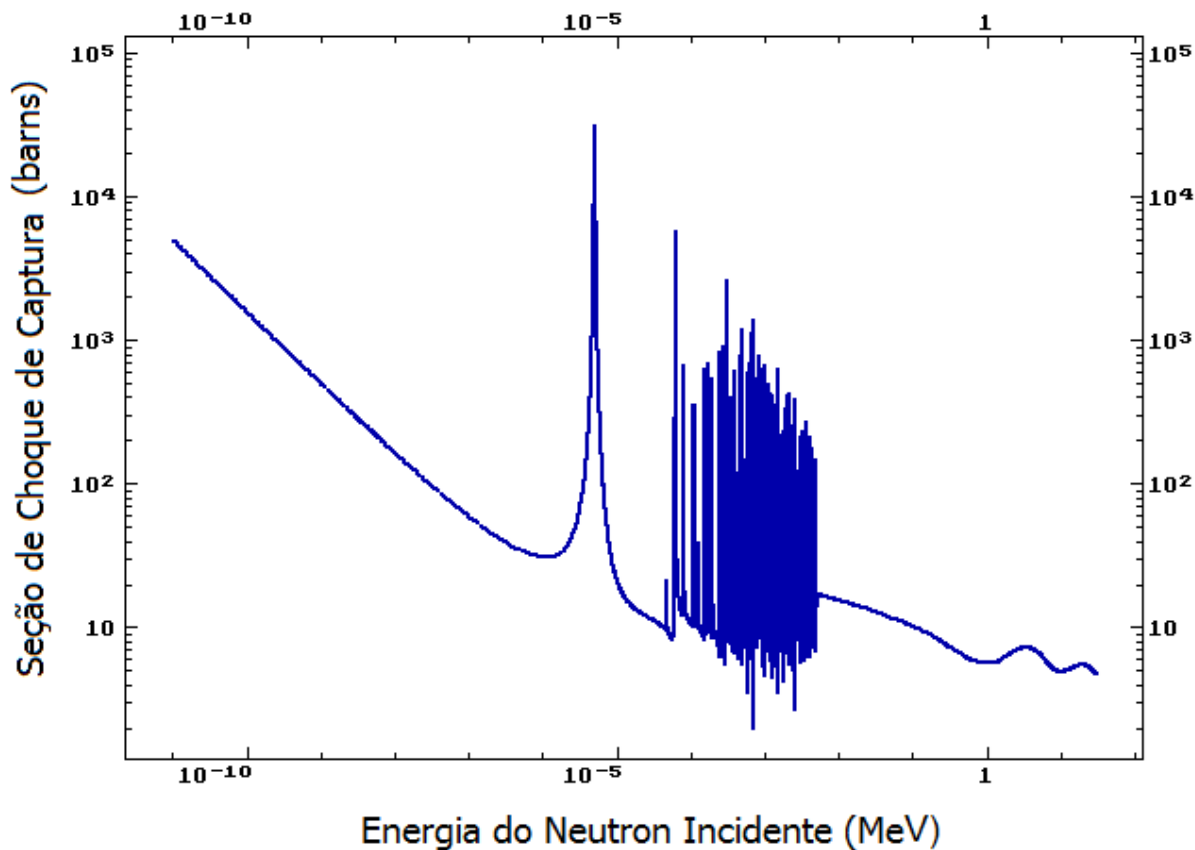


Nas Figuras 3.9 e 3.10 são mostradas as secções de choque de captura para o  ${}^{27}\text{Al}$  e  ${}^{197}\text{Au}$ .



**Figura 3.9 – Secção de Choque de Captura do  ${}^{27}\text{Al}$**

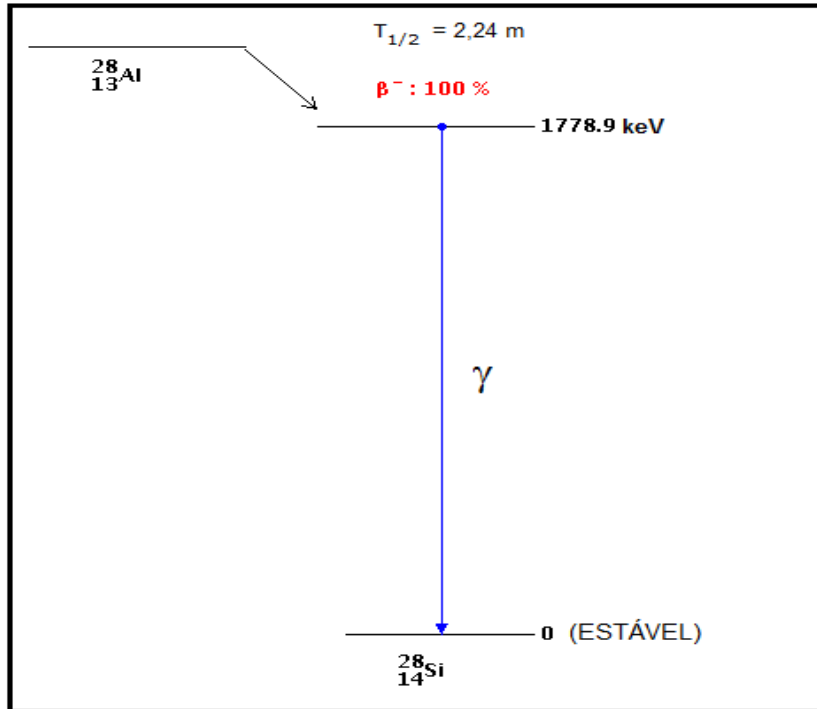
Fonte: IAEA, 2012



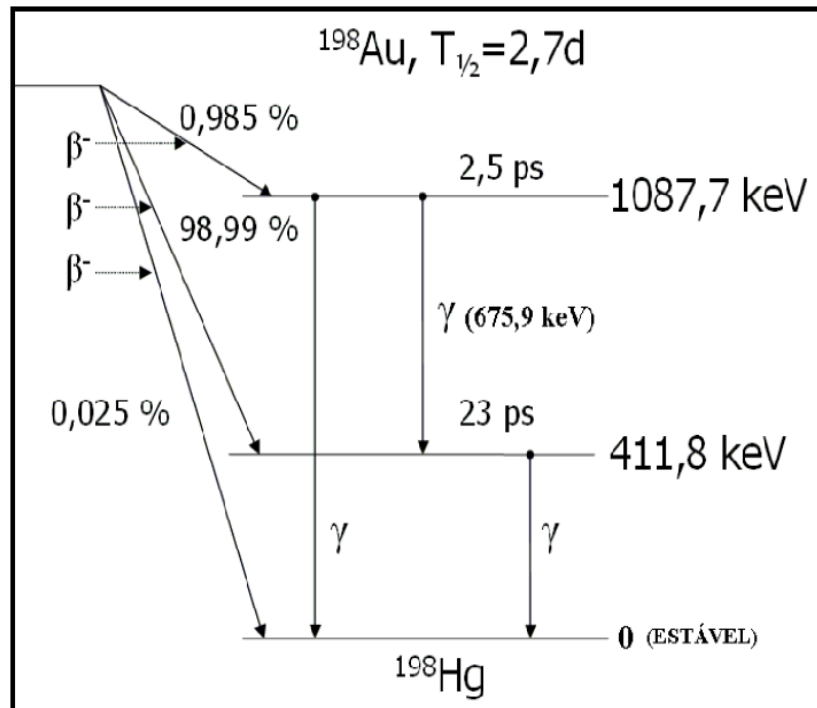
**Figura 3.10 – Secção de Choque de Captura do  $^{197}\text{Au}$**

**Fonte: IAEA, 2012**

O nuclídeo  $^{28}\text{Al}$ , formado na reação, tem uma meia-vida de 2,24 minutos. Na desexcitação emite um gama de 1778,9 keV, com probabilidade de 100%. Decai para o  $^{28}\text{Si}$  por meio da emissão de uma partícula  $\beta^-$ . O nuclídeo  $^{198}\text{Au}$ , meia-vida de 2,7 dias, é de grande interesse para análise por ativação com nêutrons, emite partícula  $\beta^-$  e raios gama (NNDC, 2009). A emissão gama de interesse para a análise é a de 411,8 keV, que tem uma probabilidade de ocorrência de cerca de 99%. As Figuras 3.11 e 3.12 mostram os esquemas de decaimento dos nuclídeos  $^{28}\text{Al}$  e  $^{198}\text{Au}$ .



**Figura 3.11 – Esquema de decaimento do nuclídeo  $^{28}\text{Al}$**   
**Fonte: NNDC, 2012**



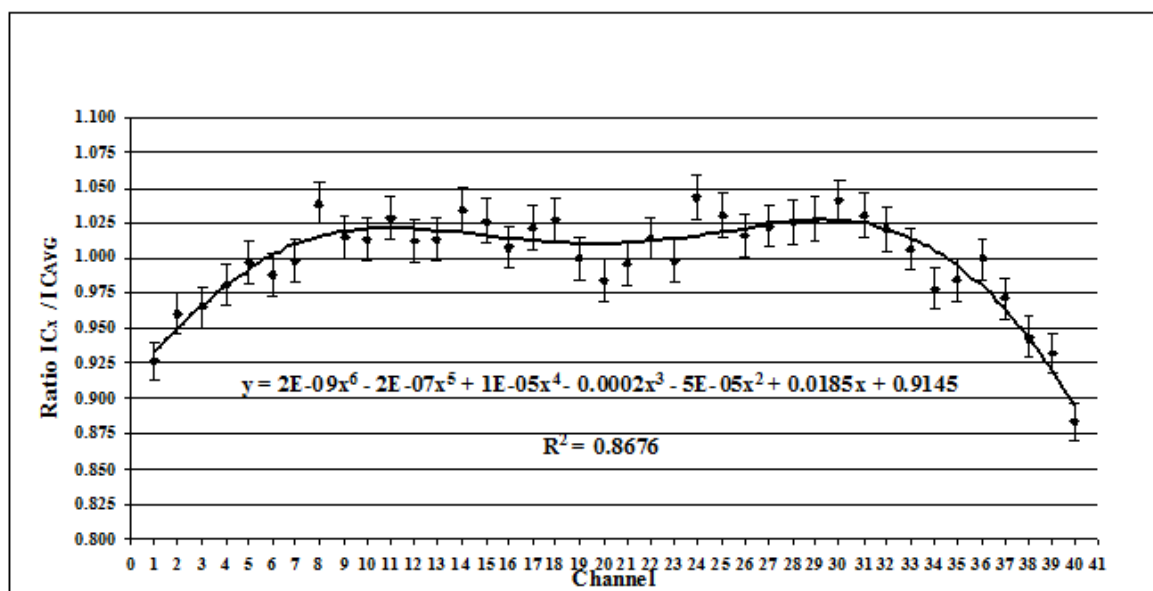
**Figura 3.12 – Esquema de decaimento do nuclídeo  $^{198}\text{Au}$  [NNDC, 2009]**  
**Fonte: ZANGIROLAMI, 2009**

A utilização do  $^{197}\text{Au}$  como elemento escolhido para monitor de fluxo de nêutrons na técnica de AAN, notadamente no método  $k_0$ -padronizado, se deve às seguintes razões (DE CORTE, 1986):

- Dados nucleares bem determinados como a secção de choque de captura ( $\sigma_0=98,65$  b), integral de ressonância ( $I_0=1550$  b), massa atômica ( $M=196,97u$ ), abundância isotópica (100%) do  $^{197}\text{Au}$  usado para a reação  $(n,\gamma)$ , energia de ressonância efetiva de 5,65 eV, além das propriedades de decaimento contidas na figura 3.12;
- Secção de choque de captura na reação  $(n,\gamma)$ ,  $\sigma(v)$ , é aproximadamente dependente de  $1/v$  ou  $\sigma(E)$  aproximadamente dependente de  $1/E^{1/2}$ ;
- Possibilidade de constituir a liga com o alumínio, na proporção de Al(99,9%)Au(0,1%), em forma de fio ou folha, além dos efeitos de auto-blindagem de nêutrons térmicos e epitérmicos serem desprezíveis. O alumínio também é relativamente transparente aos nêutrons térmicos e apresenta meia-vida curta ( $T_{1/2}=2,24$  min);
- Irradiação sob cádmio com espessura de 1 mm é desprezível, pois o fator de transmissão sob Cd ( $F_{\text{Cd}}$ ) é 0,991.

## 4 RESULTADOS E DISCUSSÕES

O foco deste estudo está na simulação do fluxo neutrônico por meio de modelos de amostras de várias dimensões, no entanto, o uso da atividade do isótopo  $^{198}\text{Au}$  como um padrão de comparação para o fluxo neutrônico é válido, visto que as variações de ambos são proporcionais. Com o aumento do fluxo de nêutrons, se produzem mais radioisótopos, conseqüentemente, mais atividade. Na Figura 4.1 o comportamento da atividade do isótopo  $^{198}\text{Au}$  é mostrado; este será usado como um referencial comparativo dos resultados deste trabalho.



**Figura 4.1 – Taxa de contagem específica normalizada de padrões  $^{198}\text{Au}$ , irradiados nos canais da MG do reator TRIGA IPR-R1**

**Fonte: Menezes et al., 2008**

Os resultados obtidos para o fluxo total de nêutrons e para o fluxo de nêutrons térmicos em cada posição da MG, para cada uma das amostras, foram normalizados pela média do fluxo de todas as posições. Em seguida, comparou-se o comportamento de ambos os fluxos neutrônicos com o comportamento da atividade de padrões irradiados nos canais da MG, Figura 4.1, que foram normalizados pela média das atividades, como mencionado previamente.

Com relação ao fluxo de nêutrons térmicos, para avaliar o afastamento dos resultados obtidos através da simulação dos valores determinados experimentalmente, foi aplicado o conceito de Incerteza Expandida (BROOKES et al., 1970) (SHAKHASHIRO et al., 2006) que foi expressa pela Tendência Relativa – TR (*Relative Bias*) em %. O objetivo foi verificar se os valores simulados para os fluxos de nêutrons térmicos eram consistentes com os valores experimentais. As seguintes equações foram usadas nos cálculos, onde *sim*, corresponde aos valores obtidos no método simulado, MCNP5, e *exp*, no método experimental.

Incerteza Expandida Experimental ( $u_{exp}$ ):

$$u_{exp} = \sqrt{u_{medida}^2 + u_{método}^2} \quad (4.1)$$

Onde,

$u_{medida}$  é a incerteza do cálculo individual;

$u_{método}$  é a incerteza total do método aplicado.

Tendência Relativa (TR):

$$TR = \frac{\text{Valor}_{sim} - \text{Valor}_{exp}}{\text{Valor}_{exp}} \cdot 100\% \quad (4.2)$$

Teste z-score:

$$Z_{score} = \frac{\text{Valor}_{sim} - \text{Valor}_{exp}}{u_{exp}} \quad (4.3)$$

Esse teste avalia a consistência do método de simulação: é considerado satisfatório se  $|z_{score}| \leq 2$ , questionável se  $2 < |z_{score}| < 3$  e insatisfatório se  $|z_{score}| \geq 3$ .

Na determinação dos desvios-padrão (Standard Deviation – SD) de cada valor simulado, foi adotado o seguinte procedimento:

$$SD = \text{Valor}_{sim} \cdot u_{sim} \quad (4.4)$$

Onde  $u_{sim}$  representa a incerteza dos cálculos realizados por MCNP5. É expresso através do erro relativo, em percentual, fornecido pelo arquivo de saída (*output*) do código.

Para obtenção do Intervalo de Confiança (IC), utilizou-se a seguinte expressão:

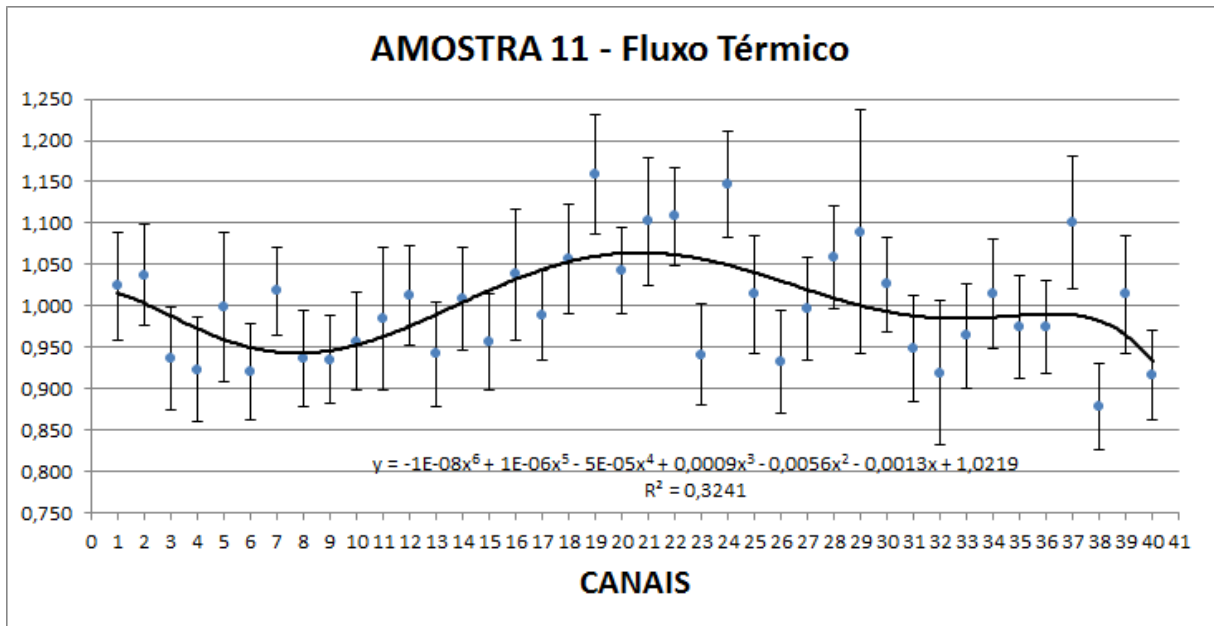
$$IC = \left| \frac{\text{Valor}_{sim} - \text{Valor}_{exp}}{\text{Valor}_{exp}} \right| - (u_{sim} + u_{exp}) \quad (4.5)$$

Para estarem inseridos dentro do intervalo de confiança, os valores obtidos através da equação 4.5 devem ser negativos.

## 4.1 AMOSTRA 11

### 4.1.1 Fluxo Térmico

Na Figura 4.2 é mostrado o gráfico do fluxo de nêutrons térmicos para amostra 11, normalizado pela média do fluxo térmico de todas as posições.



**Figura 4.2 – Fluxo de nêutrons térmicos da AMOSTRA 11 para as 40 posições da MG normalizado pela média do fluxo térmico de todas posições.**

Nesse gráfico há algumas distorções, principalmente nos valores das posições iniciais e finais, no entanto, percebe-se uma tendência de aumento dos valores do fluxo em direção as posições médias. Os erros relativos decorrentes de estimativas do código estiveram entre 5,27% e 14,66%. Para o *tally* utilizado, F4, o limite aceitável é de 10%, conforme Briesmeister 1997; porém o único valor atípico foi encontrado para o canal 29, 14,66%. Esse



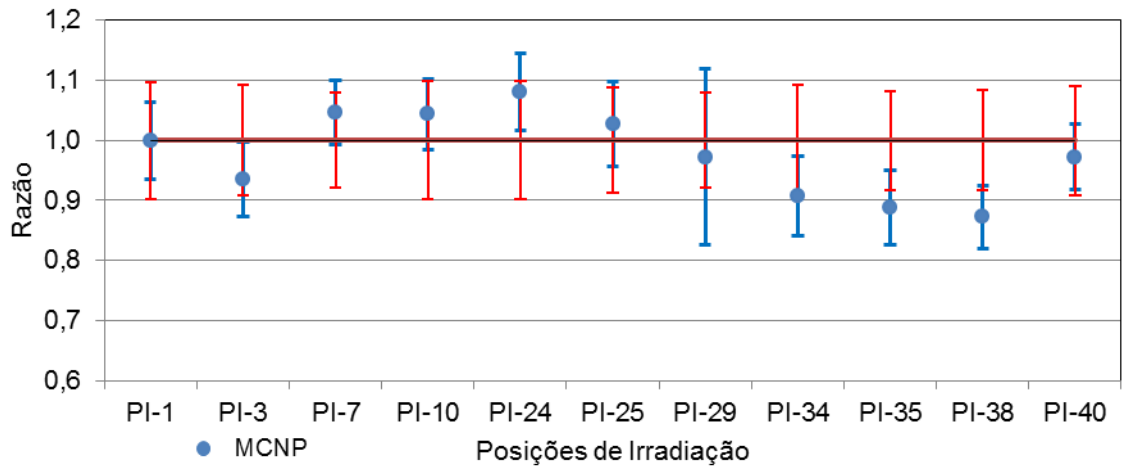
tipo de ocorrência deve ser previsível, uma vez que o código utilizado é estatístico e o volume da amostra simulado é muito pequeno, quase puntual.

Na Tabela 4.1 apresenta-se os valores do fluxo de nêutrons térmicos medidos experimentalmente por Menezes et al. 2008 para 11 canais da MG (das posições mais representativas). Esses valores são utilizados como referência para os valores simulados no presente trabalho. Os resultados da amostra 11 indicam que todos os valores obtidos por MCNP5 estão dentro de um Intervalo de Confiança de 95%, uma vez que valores negativos indicam conformidade com o teste. A Tendência Relativa variou de -12,8% a 8,02%, dentro do previsto na literatura por Madi Filho et al. 2005 e Menezes et al. 2008, que propõem Tendências Relativas aceitáveis de até 15%. Todos os resultados do z-score são satisfatórios.

**Tabela 4.1 – Fluxo de Nêutrons térmicos para amostra 11.**

Amostra 11						
Posição de Irradiação	Valores Experimentais (x 10 <sup>11</sup> n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> )	Valores Simulados (x 10 <sup>11</sup> n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> )	Erros Relativos R (%)	Intervalo de Confiança	TR (%)	z-score
PI-1	6,69 ± 0,65	6,69 ± 0,43	6,43	-0,16	-0,04	0,00
PI-3	6,55 ± 0,60	6,12 ± 0,38	6,24	-0,09	-6,56	-0,72
PI-7	6,35 ± 0,50	6,65 ± 0,35	5,33	-0,09	+4,71	+0,60
PI-10	5,99 ± 0,59	6,25 ± 0,37	5,89	-0,11	+4,37	+0,44
PI-24	6,94 ± 0,68	7,50 ± 0,48	6,40	-0,08	+8,02	+0,82
PI-25	6,45 ± 0,57	6,62 ± 0,47	7,05	-0,13	+2,67	+0,30
PI-29	7,32 ± 0,58	7,12 ± 1,04	14,66	-0,20	-2,77	-0,35
PI-34	7,30 ± 0,67	6,63 ± 0,44	6,64	-0,07	-9,22	-1,00
PI-35	7,18 ± 0,59	6,37 ± 0,40	6,21	-0,03	-11,29	-1,37
PI-38	6,58 ± 0,55	5,74 ± 0,30	5,27	-0,01	-12,78	-1,53
PI-40	6,16 ± 0,56	5,99 ± 0,33	5,44	-0,12	-2,77	-0,31

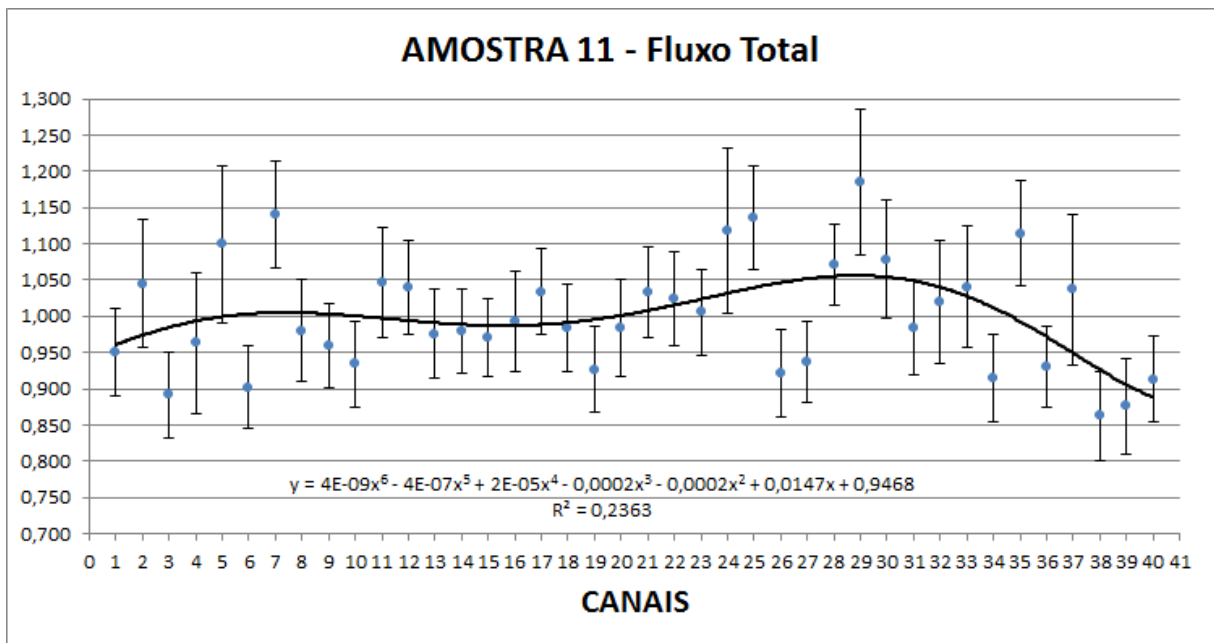
A Figura 4.3 mostra que os resultados obtidos para os fluxos térmicos estão dentro da incerteza expandida dos valores determinados experimentalmente.



**Figura 4.3 - Fluxos de nêutrons térmicos da AMOSTRA 11, normalizados por valores experimentais, em posições de irradiação na MG do reator IPR-R1, calculados experimentalmente e por MCNP5**

### 4.1.2 Fluxo Total

Complementarmente, mostra-se na Figura 4.4 e na Tabela 4.2, respectivamente, o gráfico do fluxo total de nêutrons normalizado pela média de todos os canais e os valores simulados com seus correspondentes erros de cálculo. Embora não se tenha os valores experimentais para se comparar, se aceita que tais resultados podem corroborar com a validade do modelo adotado na presente pesquisa. Expediente semelhante a esse foi adotado por Guerra 2011 na validação de seu trabalho.



**Figura 4.4 – Fluxo total de nêutrons da AMOSTRA 11 para as 40 posições da MG normalizado pela média do fluxo total em todas posições**

A forma do gráfico da Figura 4.4 demonstra boa conformidade com o gráfico da Figura 4.1, apresentando apenas uma ligeira distorção para os valores do fluxo nas posições iniciais. No entanto, se mantem o comportamento de elevação dos valores para as posições intermediárias, como é observado na Figura 4.1. Os erros relativos estimados através do código estiveram entre 5,39% e 11,39%. Valores atípicos ocorreram para as posições 6, 24, 29 e 37, com os valores de 10,84%, 11,39%, 10,10% e 10,32%, respectivamente. Acredita-se, porém, que não estejam tão distantes do limite de 10% estabelecido pelo código, conforme Briesmeister 1997, para boa aceitação das simulações.

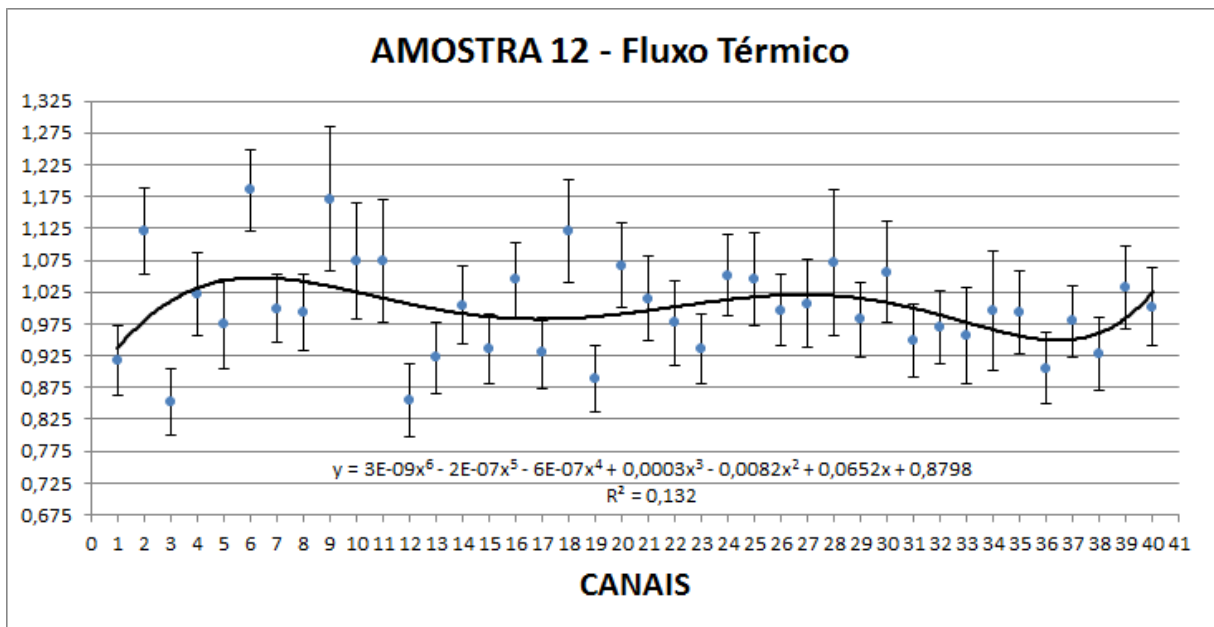
**Tabela 4.2 – Fluxo Total de Nêutrons para amostra 11.**

AMOSTRA 11		
Posição de Irradiação	Valores Simulados ( $\times 10^{12} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ )	Erros Relativos R (%)
PI-1	1,09 ± 0,07	5,95
PI-2	1,20 ± 0,11	8,87
PI-3	1,03 ± 0,06	5,91
PI-4	1,11 ± 0,11	9,77
PI-5	1,26 ± 0,14	10,84
PI-6	1,04 ± 0,06	5,74
PI-7	1,31 ± 0,10	7,33
PI-8	1,13 ± 0,08	7,04
PI-9	1,10 ± 0,06	5,72
PI-10	1,07 ± 0,06	5,93
PI-11	1,20 ± 0,09	7,61
PI-12	1,19 ± 0,08	6,46
PI-13	1,12 ± 0,07	6,10
PI-14	1,13 ± 0,06	5,75
PI-15	1,12 ± 0,06	5,39
PI-16	1,14 ± 0,08	6,98
PI-17	1,19 ± 0,07	5,91
PI-18	1,13 ± 0,07	5,99
PI-19	1,07 ± 0,06	5,98
PI-20	1,13 ± 0,07	6,61
PI-21	1,19 ± 0,07	6,27
PI-22	1,18 ± 0,08	6,53
PI-23	1,16 ± 0,07	5,86
PI-24	1,29 ± 0,15	11,39
PI-25	1,31 ± 0,09	7,15
PI-26	1,06 ± 0,06	6,08
PI-27	1,08 ± 0,06	5,55
PI-28	1,23 ± 0,07	5,61
PI-29	1,36 ± 0,14	10,1
PI-30	1,24 ± 0,10	8,18
PI-31	1,13 ± 0,07	6,48
PI-32	1,17 ± 0,10	8,48
PI-33	1,20 ± 0,10	8,34
PI-34	1,05 ± 0,06	6,02
PI-35	1,28 ± 0,09	7,28
PI-36	1,07 ± 0,06	5,57
PI-37	1,19 ± 0,12	10,32
PI-38	0,99 ± 0,06	6,13
PI-39	1,01 ± 0,07	6,57
PI-40	1,05 ± 0,06	5,95

## 4.2 AMOSTRA 12

### 4.2.1 Fluxo Térmico

Na Figura 4.5 é mostrado o gráfico do fluxo de nêutrons térmicos para amostra 12, normalizado pela média do fluxo térmico de todas as posições.



**Figura 4.5 – Fluxo de nêutrons térmicos da AMOSTRA 12 para as 40 posições da MG normalizado pela média do fluxo térmico de todas as posições.**

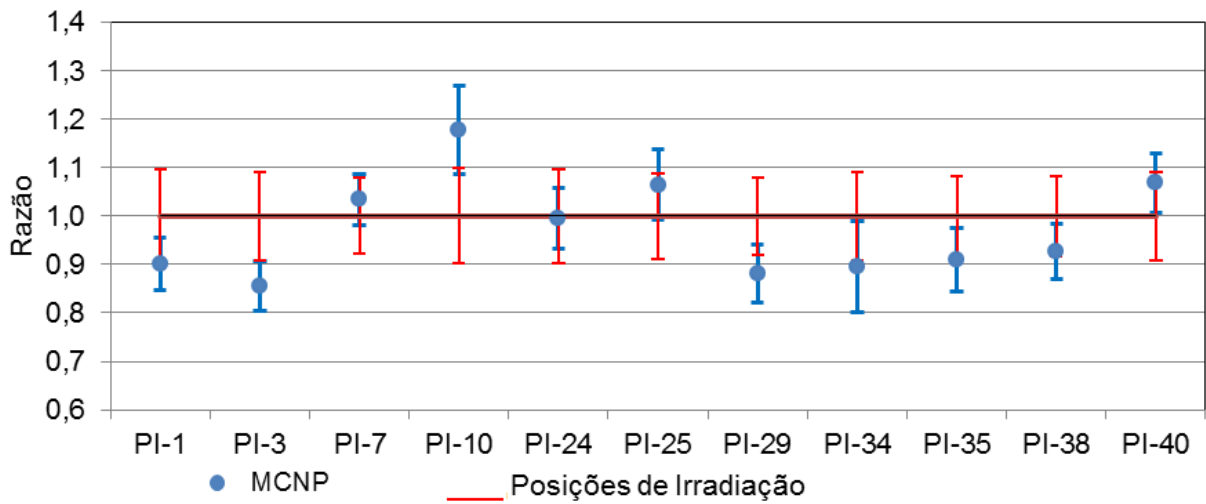
No gráfico da Figura 4.5 pode-se observar uma boa aproximação com o comportamento do gráfico da Figura 4.1, exceto pelos valores das posições finais, que apresentam uma discreta ascensão. Os erros relativos devido aos cálculos do código estão entre 5,23% e 9,37%. Todos em conformidade com a margem de 10% propostos por Briesmeister 1997.

Na Tabela 4.3 se compara os valores experimentais de Menezes et al. 2008, para as 11 posições mais representativas da MG, com as simulações da amostra 12. Apenas a simulação da posição do canal 3 apresentou pequena flutuação para o intervalo de confiança de 95%, no entanto, como se vê na referida tabela, a flutuação foi mínima. As Tendências Relativas estiveram entre -14,40% a 17,90%. Conforme se mostra na Tabela 4.3, apenas a posição do canal 10 não esteve em acordo com o limite de 15% encontrado na literatura, Madi Filho et al. 2005 e Menezes et al. 2008. Todas as simulações passaram pelo teste de z-score.

**Tabela 4.3 – Fluxo de Nêutrons térmicos para amostra 12**

Amostra 12						
Posição de Irradiação	Valores Experimentais (x 10 <sup>11</sup> n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> )	Valores Simulados (x 10 <sup>11</sup> n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> )	Erros Relativos R (%)	Intervalo de Confiança	TR (%)	z-score
PI-1	6,69 ± 0,65	6,03 ± 0,33	5,49	-0,05	-9,90	-1,02
PI-3	6,55 ± 0,60	5,60 ± 0,29	5,23	0,00	-14,40	-1,58
PI-7	6,35 ± 0,50	6,57 ± 0,35	5,28	-0,10	3,40	0,44
PI-10	5,99 ± 0,59	7,06 ± 0,65	9,14	-0,01	17,90	1,81
PI-24	6,94 ± 0,68	6,91 ± 0,44	6,39	-0,16	-0,50	-0,05
PI-25	6,45 ± 0,57	6,87 ± 0,50	7,31	-0,10	6,50	0,73
PI-29	7,32 ± 0,58	6,45 ± 0,38	5,87	-0,02	-11,90	-1,50
PI-34	7,30 ± 0,67	6,54 ± 0,61	9,37	-0,08	-10,50	-1,14
PI-35	7,18 ± 0,59	6,53 ± 0,42	6,47	-0,06	-9,10	-1,10
PI-38	6,58 ± 0,55	6,10 ± 0,34	5,64	-0,07	-7,30	-0,88
PI-40	6,16 ± 0,56	6,58 ± 0,40	6,12	-0,08	6,90	0,76

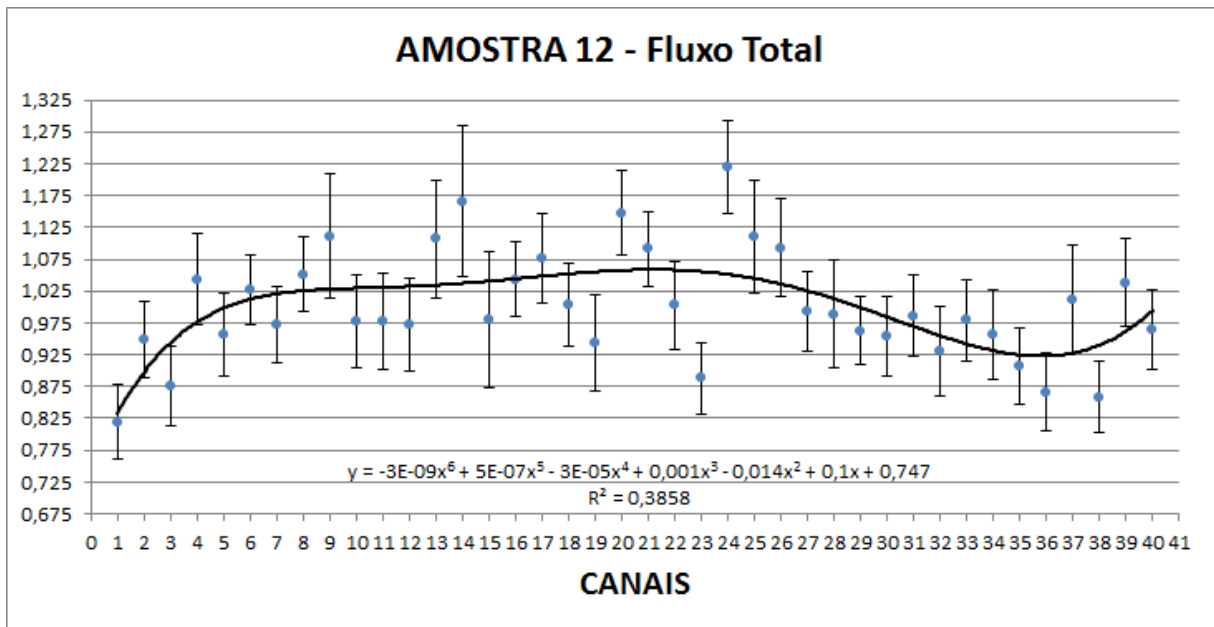
No gráfico da Figura 4.6 é confirmada a leve flutuação no valor do fluxo de nêutrons térmicos para a posição do canal 3, simulado no código MCNP5, através do teste da incerteza expandida. Como comentado anteriormente, a discrepância é pouco significativa e não compromete a simulação.



**Figura 4.6 - Fluxos de nêutrons térmicos da AMOSTRA 12, normalizados por valores experimentais, em posições de irradiação na MG do reator IPR-R1, calculados experimentalmente e por MCNP5**

## 4.2.2 Fluxo Total

Na Figura 4.7 e na Tabela 4.4 são mostrados os resultados obtidos para a simulação do fluxo total de nêutrons para todas as posições dos canais da MG para amostra 12. Os valores dos erros relativos das simulações do fluxo total de nêutrons estiveram entre 5,31% e 11,91%. As posições 14 e 15, com os erros relativos de 11,91% e 10,63% foram aquelas que apresentaram leve variação com o limite de 10% proposto pelo código, Briesmeister 1997.



**Figura 4.7 – Fluxo total de nêutrons da AMOSTRA 12 para as 40 posições da MG normalizado pela média do fluxo total em todas posições**



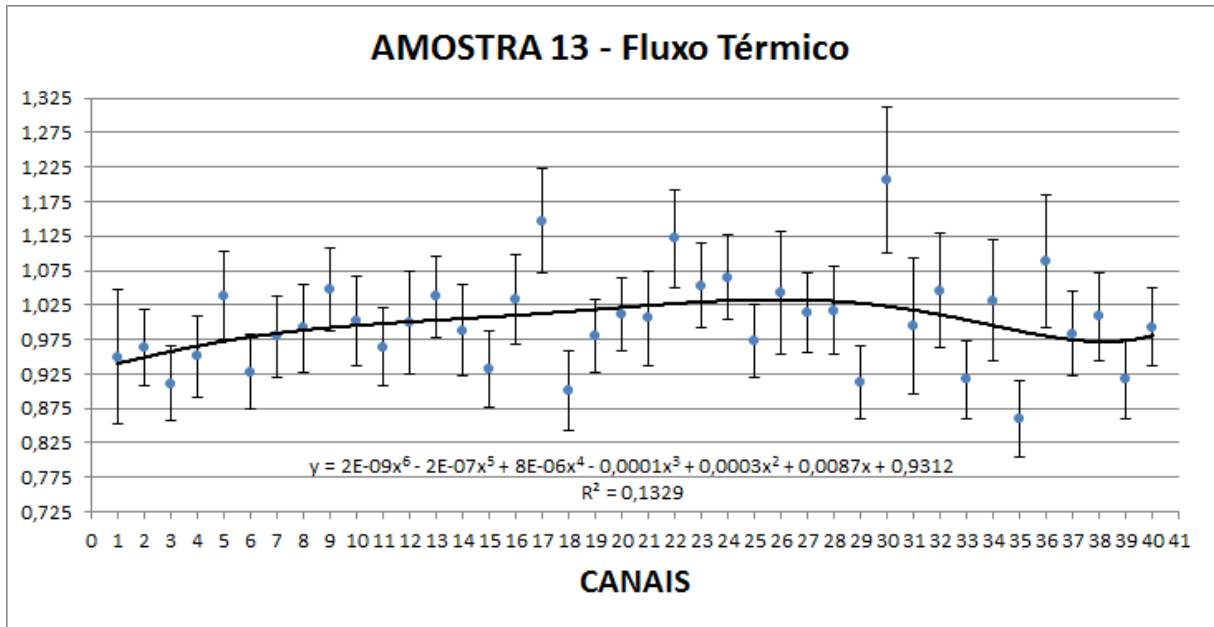
**Tabela 4.4 – Fluxo Total de Nêutrons para amostra 12**

AMOSTRA 12		
Posição de Irradiação	Valores Simulados ( $\times 10^{12} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ )	Erros Relativos R (%)
PI-1	0,95 ± 0,06	5,83
PI-2	1,10 ± 0,07	5,99
PI-3	1,02 ± 0,06	6,25
PI-4	1,21 ± 0,09	7,16
PI-5	1,11 ± 0,07	6,55
PI-6	1,19 ± 0,06	5,45
PI-7	1,13 ± 0,07	6,08
PI-8	1,22 ± 0,07	5,78
PI-9	1,29 ± 0,13	9,77
PI-10	1,13 ± 0,08	7,19
PI-11	1,13 ± 0,09	7,52
PI-12	1,13 ± 0,08	7,26
PI-13	1,28 ± 0,12	9,21
PI-14	1,35 ± 0,16	11,91
PI-15	1,14 ± 0,12	10,63
PI-16	1,21 ± 0,07	5,87
PI-17	1,25 ± 0,09	6,96
PI-18	1,16 ± 0,08	6,48
PI-19	1,09 ± 0,08	7,51
PI-20	1,33 ± 0,09	6,63
PI-21	1,27 ± 0,07	5,83
PI-22	1,16 ± 0,08	6,93
PI-23	1,03 ± 0,06	5,67
PI-24	1,41 ± 0,10	7,27
PI-25	1,29 ± 0,11	8,86
PI-26	1,27 ± 0,10	7,61
PI-27	1,15 ± 0,07	6,27
PI-28	1,15 ± 0,10	8,48
PI-29	1,12 ± 0,06	5,31
PI-30	1,11 ± 0,07	6,35
PI-31	1,14 ± 0,07	6,31
PI-32	1,08 ± 0,08	6,99
PI-33	1,13 ± 0,07	6,34
PI-34	1,11 ± 0,08	7,15
PI-35	1,05 ± 0,06	5,98
PI-36	1,00 ± 0,06	6,08
PI-37	1,17 ± 0,10	8,52
PI-38	1,00 ± 0,06	5,63
PI-39	1,20 ± 0,08	6,85
PI-40	1,12 ± 0,07	6,29

### 4.3 AMOSTRA 13

#### 4.3.1 Fluxo Térmico

Na Figura 4.8 é mostrado o gráfico do fluxo de nêutrons térmicos para amostra 13, normalizado pela média do fluxo térmico de todas as posições.



**Figura 4.8 – Fluxo de nêutrons térmicos da AMOSTRA 13 para as 40 posições da MG normalizado pela média do fluxo térmico de todas as posições**

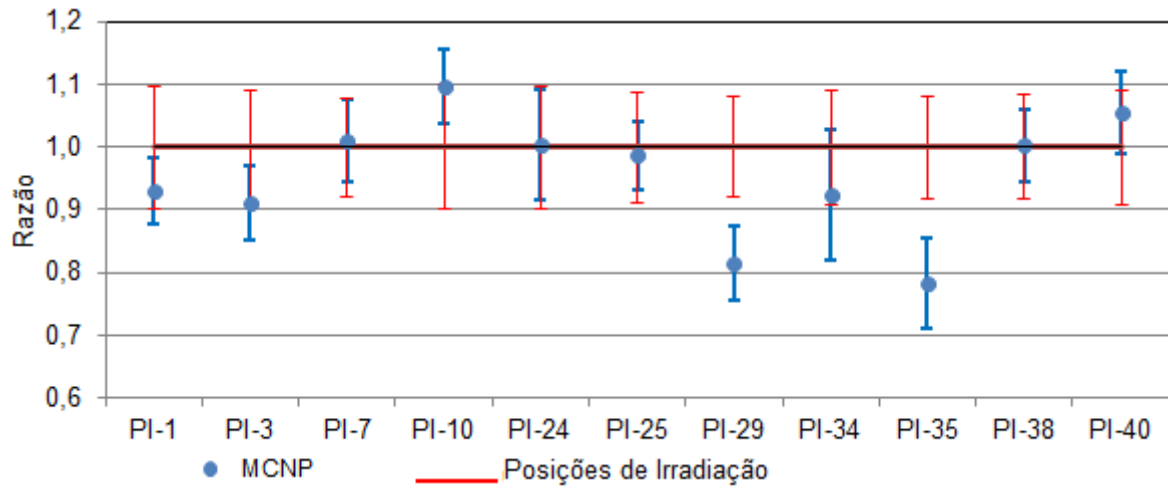
No gráfico contido na Figura 4.8 a tendência de elevação do fluxo térmico para as posições dos canais intermediários é mantida, embora a similaridade com o gráfico da Figura 4.1 não esteja tão evidenciada. Nas simulações dessa amostra, os valores dos erros relativos estimados pelo código estiverem entre 5,28% e 10,54%, em acordo com Briesmeister 1997, que propõe 10% como limite de aceitação para os erros relativos ao código.

Na Tabela 4.5 os valores do fluxo de nêutrons térmicos dessa amostra são apresentados. Com relação à pertinência aos testes do Intervalo de Confiança de 95%, à Tendência Relativa e ao z-score, as posições dos canais 29 e 35 não estiveram em conformidade com nenhum desses testes. Novos trabalhos, inclusive com realização de experimentos, poderiam colaborar para melhor entendimento do valor do fluxo nas posições desses canais conflitantes.

**Tabela 4.5 – Fluxo de Nêutrons térmicos para amostra 13.**

Amostra 13						
Posição de Irradiação	Valores Experimentais (x 10 <sup>11</sup> n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> )	Valores Simulados (x 10 <sup>11</sup> n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> )	Erros Relativos R (%)	Intervalo de Confiança	TR (%)	z-score
PI-1	6,69 ± 0,65	6,22 ± 0,33	5,28	-0,08	-7,08	-0,73
PI-3	6,55 ± 0,60	5,96 ± 0,35	5,95	-0,06	-8,95	-0,98
PI-7	6,35 ± 0,50	6,41 ± 0,42	6,52	-0,13	0,93	0,12
PI-10	5,99 ± 0,59	6,56 ± 0,39	5,90	-0,06	9,53	0,97
PI-24	6,94 ± 0,68	6,97 ± 0,61	8,77	-0,18	0,44	0,04
PI-25	6,45 ± 0,57	6,37 ± 0,34	5,39	-0,13	-1,29	-0,15
PI-29	7,32 ± 0,58	5,97 ± 0,35	5,84	0,05	-18,50	-2,34
PI-34	7,30 ± 0,67	6,74 ± 0,71	10,54	-0,12	-7,60	-0,83
PI-35	7,18 ± 0,59	5,63 ± 0,40	7,12	0,06	-21,65	-2,63
PI-38	6,58 ± 0,55	6,60 ± 0,38	5,74	-0,14	0,24	0,03
PI-40	6,16 ± 0,56	6,50 ± 0,43	6,62	-0,10	5,49	0,60

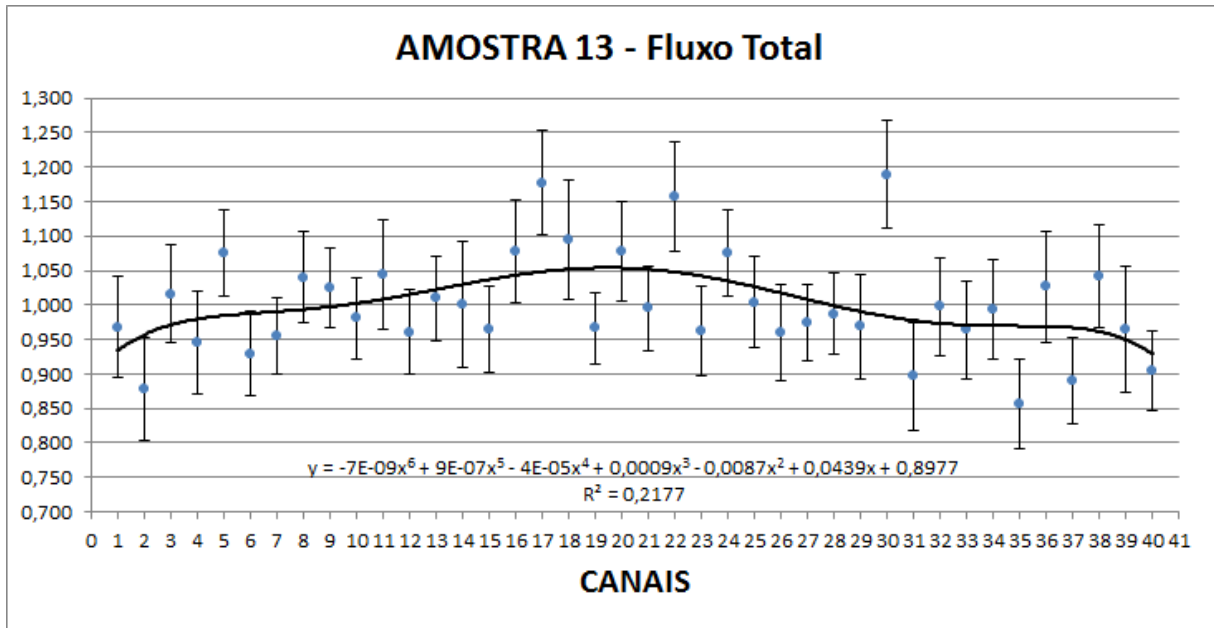
Na Figura 4.9 observam-se as discrepâncias ocorridas entre os valores experimentais e simulados no MCNP5 para as posições dos canais 29 e 34 da amostra 13.



**Figura 4.9 - Fluxos de nêutrons térmicos da AMOSTRA 13, normalizados por valores experimentais, em posições de irradiação na MG do reator IPR-R1, calculados experimentalmente e por MCNP5**

### 4.3.2 Fluxo Total

Na Figura 4.10 e na Tabela 4.6 são mostrados os resultados obtidos para a simulação do fluxo total de nêutrons para todas as posições dos canais da MG para a amostra 13. A tendência de elevação do fluxo de nêutrons para as posições intermediárias foi mantida, porém uma leve discrepância na forma do gráfico pode ser percebida nas posições médias, quando comparado ao gráfico da Figura 4.1. Os erros relativos dos cálculos do código estiveram entre 5,07% e 9,15%, se enquadrando perfeitamente no limite de Briesmeister 1997, de 10%.



**Figura 4.10 – Fluxo total de nêutrons da AMOSTRA 13 para as 40 posições da MG normalizado pela média do fluxo total em todas posições**

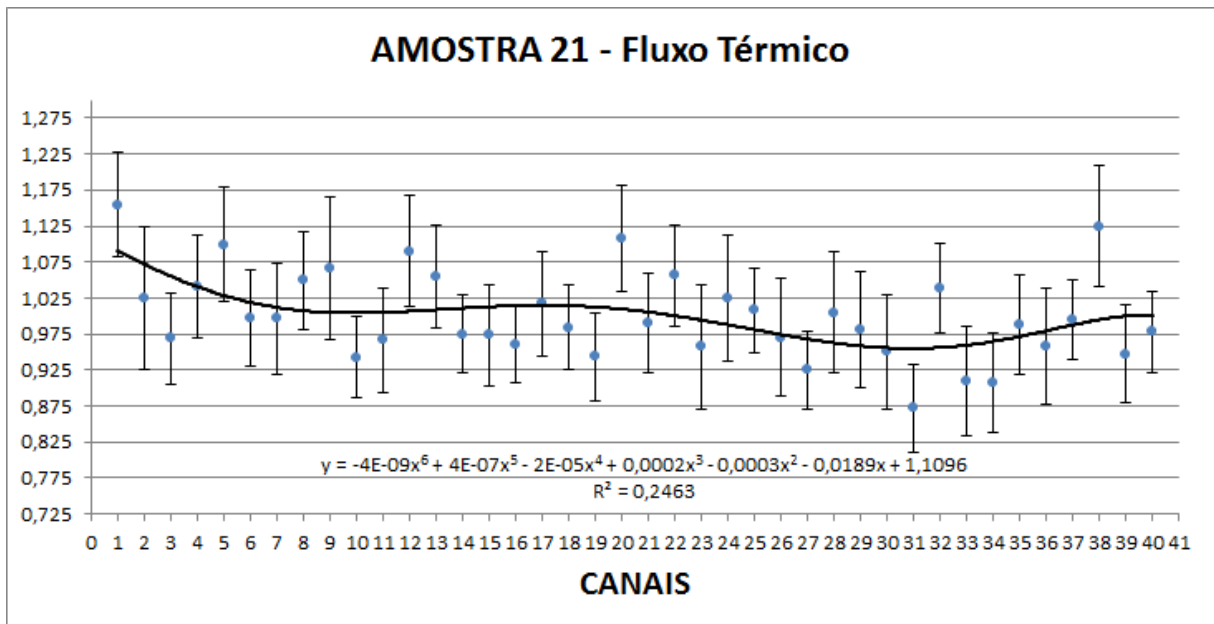
**Tabela 4.6 – Fluxo Total de Nêutrons para amostra 13**

AMOSTRA 13		
Posição de Irradiação	Valores Simulados ( $\times 10^{12} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ )	Erros Relativos R (%)
PI-1	1,13 $\pm$ 0,06	5,07
PI-2	1,02 $\pm$ 0,06	5,56
PI-3	1,18 $\pm$ 0,07	5,58
PI-4	1,10 $\pm$ 0,06	5,69
PI-5	1,25 $\pm$ 0,07	5,79
PI-6	1,08 $\pm$ 0,06	5,84
PI-7	1,11 $\pm$ 0,07	5,94
PI-8	1,21 $\pm$ 0,07	6,14
PI-9	1,20 $\pm$ 0,07	6,15
PI-10	1,14 $\pm$ 0,07	6,17
PI-11	1,22 $\pm$ 0,08	6,19
PI-12	1,12 $\pm$ 0,07	6,20
PI-13	1,18 $\pm$ 0,07	6,21
PI-14	1,17 $\pm$ 0,07	6,23
PI-15	1,12 $\pm$ 0,07	6,31
PI-16	1,26 $\pm$ 0,08	6,44
PI-17	1,37 $\pm$ 0,09	6,54
PI-18	1,28 $\pm$ 0,08	6,57
PI-19	1,13 $\pm$ 0,08	6,67
PI-20	1,26 $\pm$ 0,09	6,99
PI-21	1,16 $\pm$ 0,08	7,00
PI-22	1,35 $\pm$ 0,10	7,11
PI-23	1,12 $\pm$ 0,08	7,13
PI-24	1,25 $\pm$ 0,09	7,19
PI-25	1,17 $\pm$ 0,08	7,24
PI-26	1,12 $\pm$ 0,08	7,34
PI-27	1,13 $\pm$ 0,08	7,41
PI-28	1,15 $\pm$ 0,09	7,43
PI-29	1,13 $\pm$ 0,08	7,44
PI-30	1,39 $\pm$ 0,10	7,48
PI-31	1,05 $\pm$ 0,08	7,53
PI-32	1,16 $\pm$ 0,09	7,62
PI-33	1,12 $\pm$ 0,09	7,82
PI-34	1,16 $\pm$ 0,09	7,86
PI-35	1,00 $\pm$ 0,08	7,92
PI-36	1,20 $\pm$ 0,10	7,94
PI-37	1,04 $\pm$ 0,08	8,06
PI-38	1,21 $\pm$ 0,11	8,69
PI-39	1,12 $\pm$ 0,10	9,07
PI-40	1,05 $\pm$ 0,10	9,15

## 4.4 AMOSTRA 21

### 4.4.1 Fluxo Térmico

No gráfico da Figura 4.11 se observa os resultados do fluxo de nêutrons térmicos para amostra 21, normalizado pela média do fluxo térmico de todas as posições. Conforme o gráfico da Figura 4.1, a tendência de aumento do fluxo para as posições intermediárias é mantida, porém, como se visualiza na Figura 4.11, há um comportamento atípico para algumas posições iniciais, especialmente as posições referentes aos canais 1 e 5, que estão com pontos muito acima da linha da curva de tendência do valor normalizado do fluxo térmico. O ponto relativo à posição do canal 38, também se apresentou distante da curva de tendência. Nas simulações realizadas para a amostra 21, os erros relativos relacionados ao código apresentaram valores entre 5,67% e 8,74%, dentro do limite de 10% da literatura, Briesmeister 1997.



**Figura 4.11 – Fluxo de nêutrons térmicos da AMOSTRA 21 para as 40 posições da MG normalizado pela média do fluxo térmico de todas as posições**

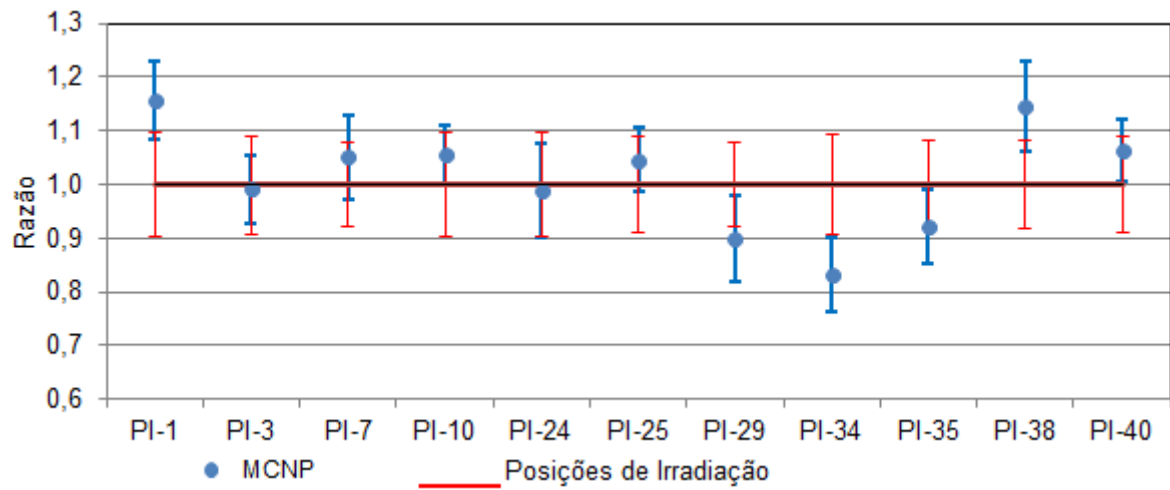
Na Tabela 4.7 os valores do fluxo de nêutrons térmicos para as 11 posições mais importantes da MG para a amostra 21 são apresentados. Todas as posições de irradiação passaram pelo teste do Intervalo de Confiança de 95%, exceto a posição do canal 34 que apresentou uma discreta discrepância, quase irrelevante. No teste da Tendência Relativa, o desempenho foi um pouco pior, pois as posições dos canais 1 e 34, com valores de 15,67% e 16,72%, estão ligeiramente acima do limite de 15% de Madi Filho et al. 2005 e Menezes et al. 2008. Contudo, por ser pequena a discrepância, o modelo da amostra 21 apresenta boa conformidade com os dados experimentais de Menezes et al. 2008. Todos os valores estão em acordo com o teste do z-score.

**Tabela 4.7 – Fluxo de Nêutrons térmicos para amostra 21**

Amostra 21						
Posição de Irradiação	Valores Experimentais (x 10 <sup>11</sup> n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> )	Valores Simulados (x 10 <sup>11</sup> n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> )	Erros Relativos R (%)	Intervalo de Confiança	TR (%)	z-score
PI-1	6,69 ± 0,65	7,74 ± 0,56	7,29	-0,01	15,67	1,61
PI-3	6,55 ± 0,60	6,49 ± 0,41	6,29	-0,15	-0,87	-0,10
PI-7	6,35 ± 0,50	6,67 ± 0,52	7,81	-0,11	5,11	0,65
PI-10	5,99 ± 0,59	6,32 ± 0,36	5,73	-0,10	5,49	0,56
PI-24	6,94 ± 0,68	6,87 ± 0,60	8,74	-0,18	-1,00	-0,10
PI-25	6,45 ± 0,57	6,75 ± 0,39	5,79	-0,10	4,69	0,53
PI-29	7,32 ± 0,58	6,57 ± 0,53	8,01	-0,06	-10,22	-1,29
PI-34	7,30 ± 0,67	6,08 ± 0,42	6,84	0,01	-16,72	-1,82
PI-35	7,18 ± 0,59	6,62 ± 0,46	6,91	-0,07	-7,78	-0,95
PI-38	6,58 ± 0,55	7,53 ± 0,63	8,39	-0,02	14,50	1,73
PI-40	6,16 ± 0,56	6,55 ± 0,37	5,67	-0,08	6,35	0,70



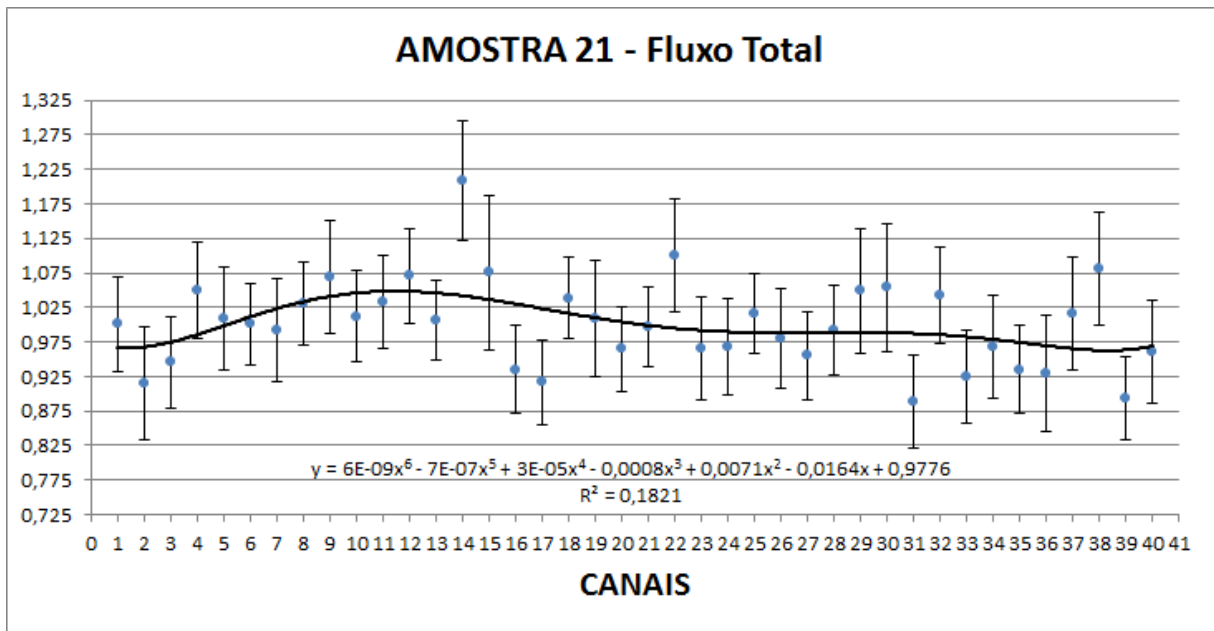
No gráfico da Figura 4.12 se vê por meio da incerteza expandida dos valores determinados experimentalmente, a leve discrepância do valor simulado para a posição de irradiação do canal 34.



**Figura 4.12 - Fluxos de nêutrons térmicos da AMOSTRA 21, normalizados por valores experimentais, em posições de irradiação na MG do reator IPR-R1, calculados experimentalmente e por MCNP5**

#### 4.4.2 Fluxo Total

Na Figura 4.13 e na Tabela 4.8 são mostrados os resultados obtidos para a simulação do fluxo total de nêutrons normalizado pela média do fluxo total de todas as posições dos canais da MG para a amostra 21. A curva desse gráfico apresenta semelhança com o gráfico da Figura 4.1. A discrepância observada é relativa aos valores finais do fluxo, onde a tendência de redução das medidas é menos acentuada, embora exista. Os erros relativos dos cálculos do código estiveram entre 5,77% e 11,12%. Como se observa na Tabela 4.8, o único valor que não está abaixo do limite de 10%, proposto por Briesmeister 1997, é 11,12% para a posição do canal 15. As demais posições se enquadraram perfeitamente nesse limite.



**Figura 4.13 – Fluxo total de nêutrons da AMOSTRA 21 para as 40 posições da MG normalizado pela média do fluxo total em todas posições**

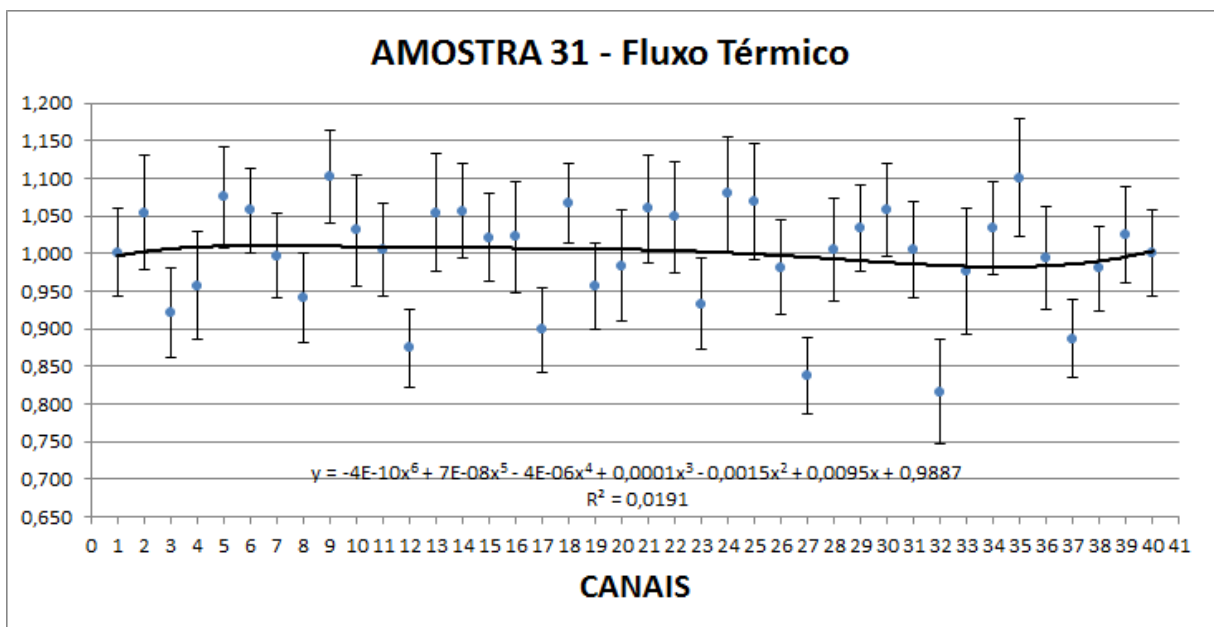
**Tabela 4.8 – Fluxo Total de Nêutrons para amostra 21**

AMOSTRA 21		
Posição de Irradiação	Valores Simulados ( $\times 10^{12} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ )	Erros Relativos R (%)
PI-1	1,19 ± 0,08	6,88
PI-2	1,09 ± 0,09	8,12
PI-3	1,13 ± 0,08	6,66
PI-4	1,25 ± 0,09	7,02
PI-5	1,20 ± 0,09	7,42
PI-6	1,19 ± 0,07	5,86
PI-7	1,18 ± 0,09	7,47
PI-8	1,23 ± 0,07	5,96
PI-9	1,27 ± 0,10	8,14
PI-10	1,21 ± 0,08	6,70
PI-11	1,23 ± 0,08	6,73
PI-12	1,28 ± 0,09	6,89
PI-13	1,20 ± 0,07	5,77
PI-14	1,44 ± 0,12	8,56
PI-15	1,28 ± 0,14	11,12
PI-16	1,11 ± 0,07	6,32
PI-17	1,09 ± 0,07	6,23
PI-18	1,24 ± 0,07	5,97
PI-19	1,20 ± 0,10	8,47
PI-20	1,15 ± 0,07	6,06
PI-21	1,19 ± 0,07	5,81
PI-22	1,31 ± 0,11	8,14
PI-23	1,15 ± 0,09	7,52
PI-24	1,15 ± 0,08	6,89
PI-25	1,21 ± 0,07	5,79
PI-26	1,17 ± 0,08	7,27
PI-27	1,14 ± 0,07	6,40
PI-28	1,18 ± 0,08	6,38
PI-29	1,25 ± 0,11	8,97
PI-30	1,25 ± 0,12	9,26
PI-31	1,06 ± 0,07	6,68
PI-32	1,24 ± 0,09	7,00
PI-33	1,10 ± 0,07	6,74
PI-34	1,15 ± 0,09	7,46
PI-35	1,11 ± 0,07	6,37
PI-36	1,11 ± 0,09	8,39
PI-37	1,21 ± 0,10	8,17
PI-38	1,29 ± 0,11	8,23
PI-39	1,06 ± 0,06	6,02
PI-40	1,14 ± 0,09	7,46

## 4.5 AMOSTRA 31

### 4.5.1 Fluxo Térmico

No gráfico da Figura 4.14 é mostrado o fluxo de nêutrons térmicos normalizado pela média do fluxo térmico de todas as posições dos canais da MG para a amostra 31. Entre todos os tipos de amostras analisadas nesta pesquisa, a curva de tendência dessa amostra, foi aquela que apresentou uma menor aproximação com o aspecto mostrado pelo gráfico da Figura 4.1. A flutuação dos valores do fluxo de nêutrons térmicos para as posições dos canais de irradiação do reator TRIGA IPR-R1 ao redor da curva de tendência se manteve praticamente constante. Por isso, a tendência de aumento do fluxo térmico de nêutrons para as posições intermediárias é percebida de uma maneira muito discreta. Os erros relativos dos cálculos do código estiveram entre 5,57% e 7,78%, abaixo do limite de 10% proposto por Briesmeister 1997.



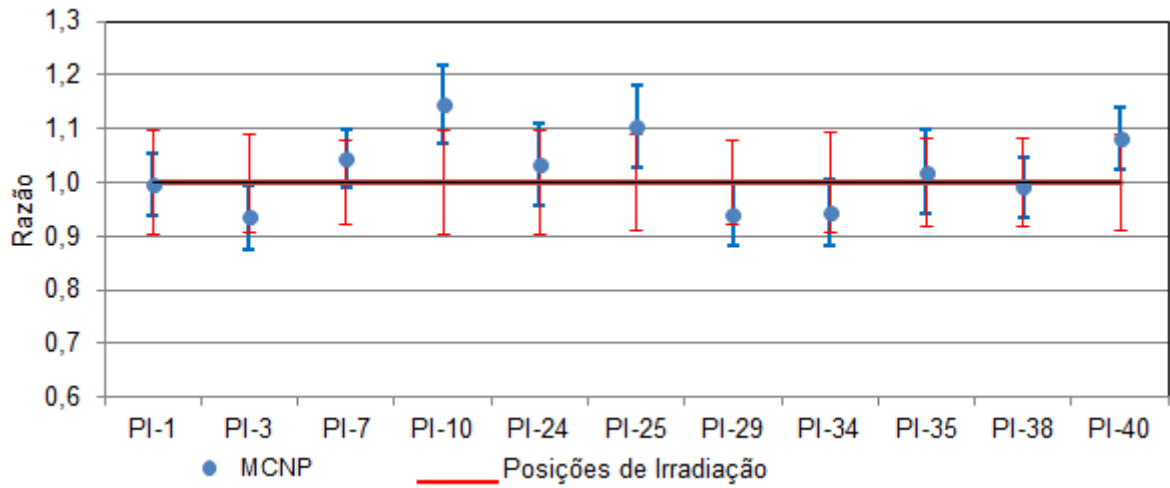
**Figura 4.14 – Fluxo de nêutrons térmicos da AMOSTRA 31 para as 40 posições da MG normalizado pela média do fluxo térmico de todas posições**

Na Tabela 4.9 os valores do fluxo de nêutrons térmicos da amostra 31, para as 11 posições mais representativas da MG, são apresentados. Todas as simulações passaram pelos testes propostos para verificação da pertinência do modelo como pode ser constatado.

**Tabela 4.9 – Fluxo de Nêutrons térmicos para amostra 31**

Amostra 31						
Posição de Irradiação	Valores Experimentais (x 10 <sup>11</sup> n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> )	Valores Simulados (x 10 <sup>11</sup> n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> )	Erros Relativos R (%)	Intervalo de Confiança	TR (%)	z-score
PI-1	6,69 ± 0,65	6,67 ± 0,39	5,78	-0,15	-0,36	-0,04
PI-3	6,55 ± 0,60	6,13 ± 0,36	5,90	-0,09	-6,41	-0,70
PI-7	6,35 ± 0,50	6,64 ± 0,37	5,57	-0,09	4,52	0,57
PI-10	5,99 ± 0,59	6,86 ± 0,50	7,29	-0,03	14,52	1,47
PI-24	6,94 ± 0,68	7,19 ± 0,55	7,65	-0,14	3,54	0,36
PI-25	6,45 ± 0,57	7,12 ± 0,55	7,66	-0,06	10,33	1,17
PI-29	7,32 ± 0,58	6,88 ± 0,40	5,80	-0,08	-6,02	-0,76
PI-34	7,30 ± 0,67	6,89 ± 0,43	6,18	-0,10	-5,68	-0,62
PI-35	7,18 ± 0,59	7,33 ± 0,57	7,78	-0,14	2,07	0,25
PI-38	6,58 ± 0,55	6,52 ± 0,37	5,62	-0,13	-0,88	-0,10
PI-40	6,16 ± 0,56	6,66 ± 0,38	5,72	-0,07	8,17	0,90

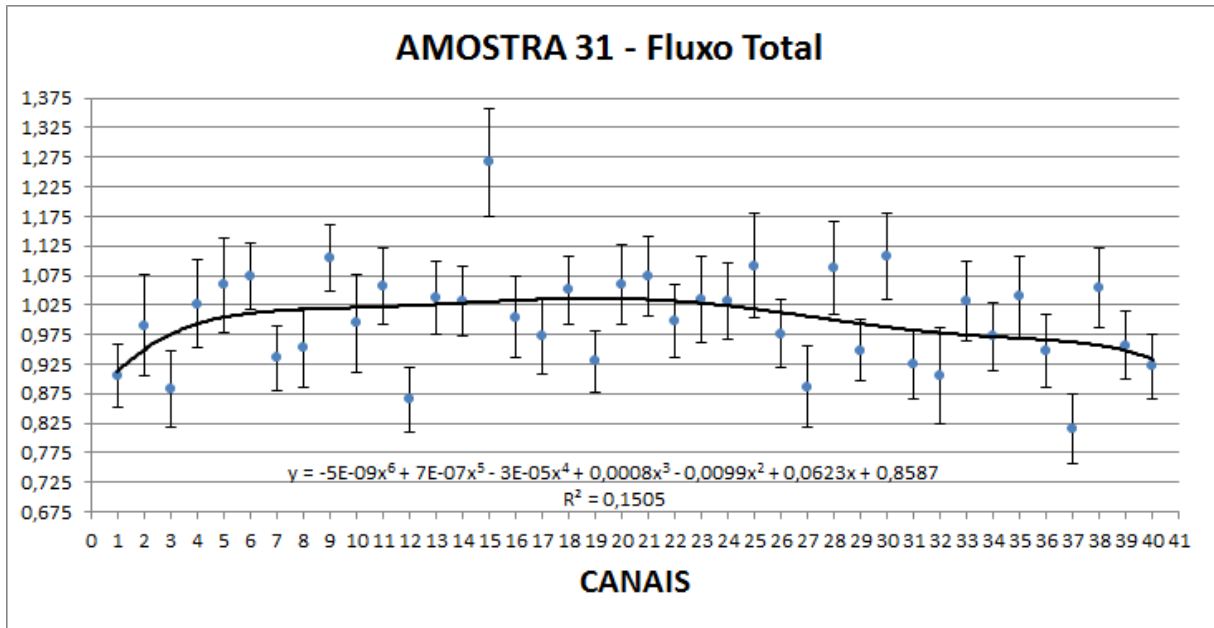
Na Figura 4.15 também se percebe a pertinência do modelo da amostra 31 com relação aos valores experimentais de Menezes et al. 2008.



**Figura 4.15 - Fluxos de nêutrons térmicos da AMOSTRA 31, normalizados por valores experimentais, em posições de irradiação na MG do reator IPR-R1, calculados experimentalmente e por MCNP5**

#### 4.5.2 Fluxo Total

No gráfico da Figura 4.16 e na Tabela 4.10 são mostrados os resultados obtidos para a simulação do fluxo total de nêutrons normalizado pela média do fluxo total de todas as posições dos canais da MG para a amostra 31. Embora o gráfico dessa figura não apresente a curvatura semelhante àquela mostrada pelo gráfico da Figura 4.1, a tendência de aumento do fluxo de nêutrons para as posições intermediárias dos canais da MG é mantida. Os erros relativos dos cálculos do código estiveram entre 5,22% e 9,17%, abaixo do limite de 10% encontrado na literatura, Briesmeister 1997.



**Figura 4.16 – Fluxo total de nêutrons da AMOSTRA 31 para as 40 posições da MG normalizado pela média do fluxo total em todas posições**

**Tabela 4.10 – Fluxo Total de Nêutrons para amostra 31**

AMOSTRA 31		
Posição de Irradiação	Valores Simulados ( $\times 10^{12} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ )	Erros Relativos R (%)
PI-1	1,06 ± 0,06	5,33
PI-2	1,16 ± 0,10	8,53
PI-3	1,04 ± 0,07	6,49
PI-4	1,20 ± 0,09	7,38
PI-5	1,24 ± 0,10	8,03
PI-6	1,26 ± 0,07	5,58
PI-7	1,10 ± 0,06	5,58
PI-8	1,12 ± 0,08	6,86
PI-9	1,30 ± 0,07	5,63
PI-10	1,17 ± 0,10	8,24
PI-11	1,24 ± 0,08	6,49
PI-12	1,01 ± 0,06	5,44
PI-13	1,22 ± 0,08	6,19
PI-14	1,21 ± 0,07	5,86
PI-15	1,49 ± 0,14	9,17
PI-16	1,18 ± 0,08	6,93
PI-17	1,14 ± 0,07	6,20
PI-18	1,23 ± 0,07	5,65
PI-19	1,09 ± 0,06	5,22
PI-20	1,24 ± 0,08	6,76
PI-21	1,26 ± 0,08	6,67
PI-22	1,17 ± 0,07	6,17
PI-23	1,21 ± 0,09	7,30
PI-24	1,21 ± 0,08	6,52
PI-25	1,28 ± 0,11	8,83
PI-26	1,14 ± 0,07	5,76
PI-27	1,04 ± 0,07	6,86
PI-28	1,28 ± 0,07	7,75
PI-29	1,11 ± 0,10	5,22
PI-30	1,30 ± 0,06	7,31
PI-31	1,08 ± 0,06	5,85
PI-32	1,06 ± 0,09	8,13
PI-33	1,21 ± 0,08	6,76
PI-34	1,14 ± 0,06	5,63
PI-35	1,22 ± 0,08	6,94
PI-36	1,11 ± 0,07	6,22
PI-37	0,96 ± 0,06	5,85
PI-38	1,24 ± 0,08	6,75
PI-39	1,12 ± 0,06	5,79
PI-40	1,08 ± 0,06	5,52



## 4.6 AMOSTRA 431

### 4.6.1 Fluxo Térmico

No gráfico da Figura 4.17 mostra-se o fluxo de nêutrons térmicos normalizado pela média do fluxo térmico de todas as posições dos canais da MG para a amostra 431. O gráfico dessa figura tem boa conformação com o aspecto apresentado pelo gráfico da Figura 4.1; apenas os valores das posições 38, 39 e 40, proporcionam uma leve discrepância entre as formas dos dois gráficos. Mas, de modo geral, a aproximação das duas curvas é boa. Os erros relativos do código estiveram entre 3,10% e 3,40%. Entre todas as amostras simuladas, a amostra 431 foi aquela que apresentou a menor flutuação nos valores dos erros oriundos dos cálculos do programa. Acredita-se que um dos fatores que explique esse comportamento dos valores dos erros relativos do código, seja o tamanho da amostra, que aumentou, sendo 43 vezes maior em altura e 1,6 vezes maior no raio, que a primeira amostra, chamada amostra 11 neste trabalho. Como dito anteriormente para as outras amostras, o valor limite do erro relativo aceitável para o *tally* usado, F4, é 10%, conforme Briesmeister 1997.

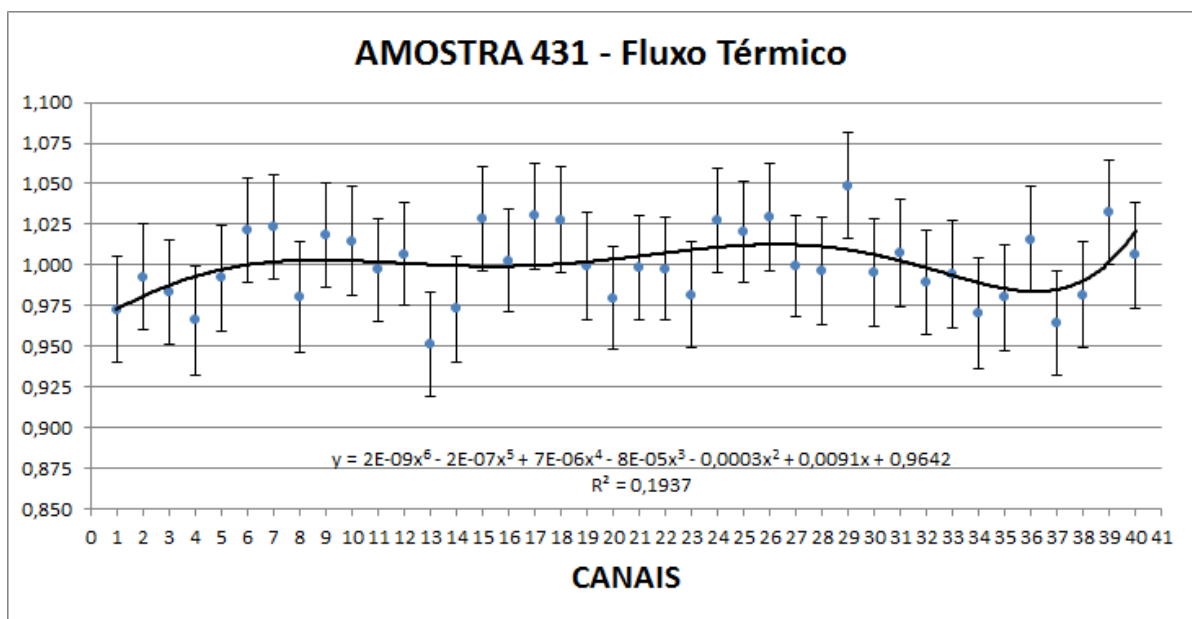


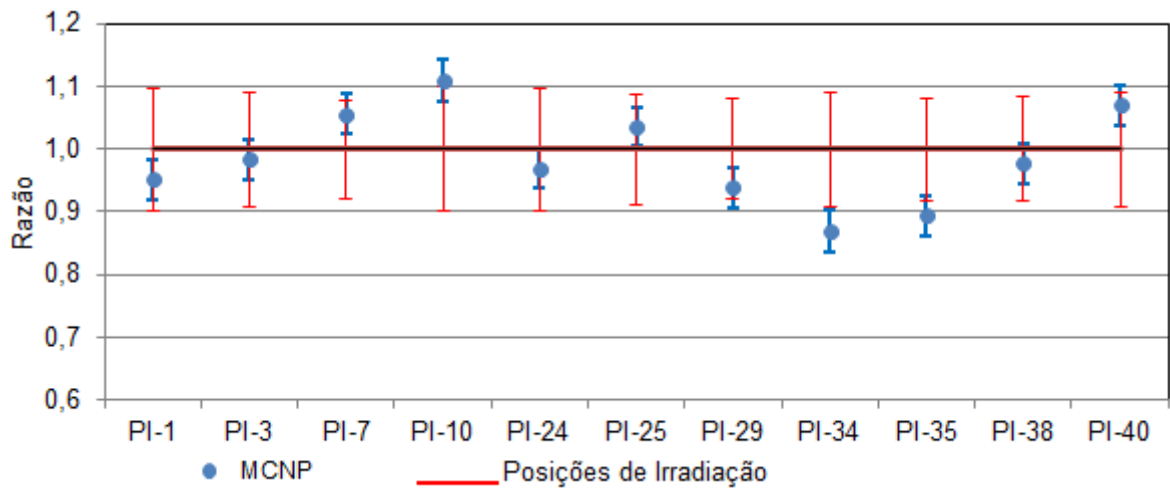
Figura 4.17 – Fluxo de nêutrons térmicos da AMOSTRA 431 para as 40 posições da MG normalizado pela média do fluxo térmico de todas as posições

Na Tabela 4.11, os valores do fluxo de nêutrons térmicos da amostra 431, para as 11 posições mais importantes da MG são apresentados. No teste do Intervalo de Confiança de 95%, apenas o valor da posição de irradiação do canal 34 apresentou uma leve discrepância para o teste. No entanto, como pode ser visto na tabela, essa flutuação é irrelevante. Nos testes da Tendência Relativa e do z-score, todas as simulações se conformaram perfeitamente com os valores propostos como limites.

**Tabela 4.11 – Fluxo de Nêutrons térmicos para amostra 431**

Amostra 431						
Posição de Irradiação	Valores Experimentais (x 10 <sup>11</sup> n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> )	Valores Simulados (x 10 <sup>11</sup> n cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> )	Erros Relativos R (%)	Intervalo de Confiança	TR (%)	z-score
PI-1	6,69 ± 0,65	6,37 ± 0,21	3,23	-0,08	-4,78	-0,49
PI-3	6,55 ± 0,60	6,44 ± 0,21	3,21	-0,11	-1,64	-0,18
PI-7	6,35 ± 0,50	6,70 ± 0,22	3,22	-0,06	5,58	0,71
PI-10	5,99 ± 0,59	6,65 ± 0,22	3,36	-0,02	10,95	1,11
PI-24	6,94 ± 0,68	6,73 ± 0,22	3,20	-0,10	-3,01	-0,31
PI-25	6,45 ± 0,57	6,68 ± 0,21	3,10	-0,08	3,60	0,41
PI-29	7,32 ± 0,58	6,87 ± 0,22	3,27	-0,05	-6,17	-0,78
PI-34	7,30 ± 0,67	6,35 ± 0,22	3,40	0,00	-12,95	-1,41
PI-35	7,18 ± 0,59	6,42 ± 0,21	3,25	-0,01	-10,62	-1,29
PI-38	6,58 ± 0,55	6,43 ± 0,21	3,28	-0,09	-2,29	-0,27
PI-40	6,16 ± 0,56	6,59 ± 0,21	3,26	-0,05	6,98	0,77

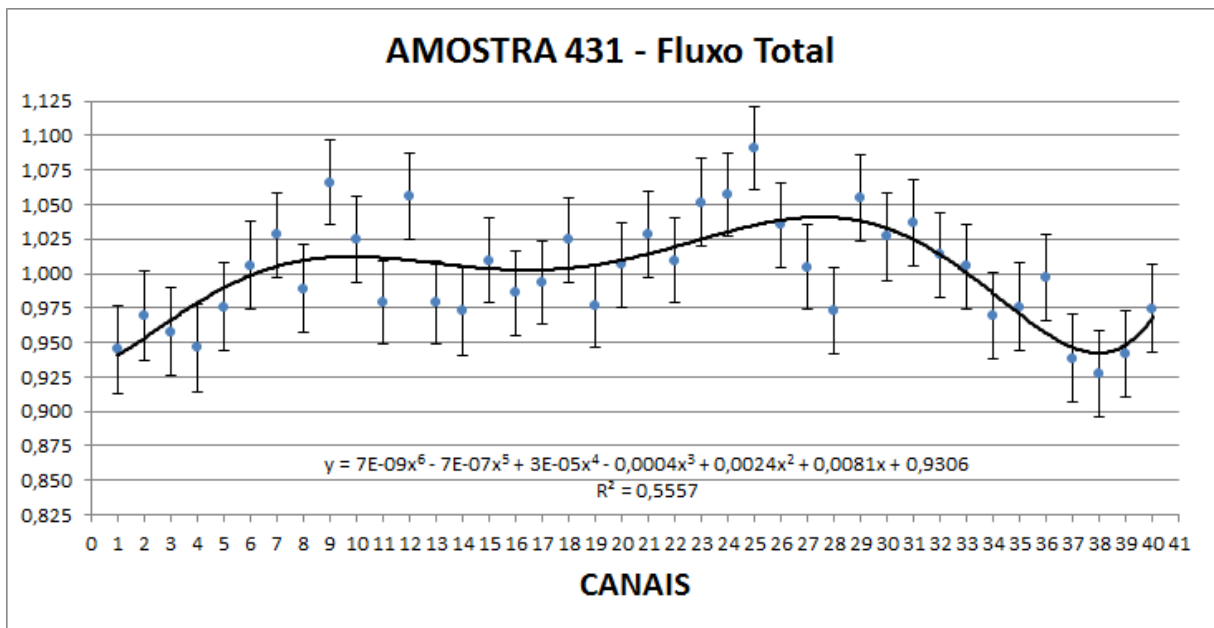
No gráfico da Figura 4.18 a leve discrepância da simulação da posição 34 é mostrada em função da incerteza expandida dos valores experimentais de Menezes et al. 2008. Contudo, percebe-se que a simulação não fica comprometida.



**Figura 4.18 - Fluxos de nêutrons térmicos da AMOSTRA 431, normalizados por valores experimentais, em posições de irradiação na MG do reator IPR-R1, calculados experimentalmente e por MCNP5**

## 4.6.2 Fluxo Total

No gráfico da Figura 4.19 e na Tabela 4.12 mostram-se os resultados obtidos para a simulação do fluxo total de nêutrons normalizado pela média do fluxo total de todas as posições dos canais da MG para a amostra 431. Como se observa, há boa aproximação da forma desse gráfico com a forma do gráfico da Figura 4.1 usado como referencial de tendência do comportamento do fluxo total de nêutrons. Conforme indica a Tabela 4.12, os erros relativos dos cálculos do código estiveram entre 3,02% e 3,19%, abaixo do limite de 10% encontrado na literatura, Briesmeister 1997. As observações com relação à flutuação dos erros relativos dos cálculos provenientes do código feitas para o fluxo térmico, também se aplicam aqui. Provavelmente, devido ao aumento significativo no tamanho da amostra, se possa justificar um comportamento tão regular dos valores dos erros relativos.



**Figura 4.19 – Fluxo total de nêutrons da AMOSTRA 431 para as 40 posições da MG normalizado pela média do fluxo total em todas posições**

**Tabela 4.12 – Fluxo Total de Nêutrons para amostra 431.**

AMOSTRA 431		
Posição de Irradiação	Valores Simulados ( $\times 10^{12} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ )	Erros Relativos R (%)
PI-1	1,10 ± 0,03	3,18
PI-2	1,12 ± 0,04	3,19
PI-3	1,11 ± 0,04	3,18
PI-4	1,10 ± 0,03	3,17
PI-5	1,13 ± 0,04	3,17
PI-6	1,17 ± 0,04	3,14
PI-7	1,19 ± 0,04	3,06
PI-8	1,15 ± 0,04	3,17
PI-9	1,24 ± 0,04	3,06
PI-10	1,19 ± 0,04	3,14
PI-11	1,14 ± 0,03	3,03
PI-12	1,23 ± 0,04	3,09
PI-13	1,14 ± 0,03	3,02
PI-14	1,13 ± 0,04	3,14
PI-15	1,17 ± 0,04	3,05
PI-16	1,14 ± 0,04	3,06
PI-17	1,15 ± 0,04	3,06
PI-18	1,19 ± 0,04	3,04
PI-19	1,13 ± 0,03	3,06
PI-20	1,17 ± 0,04	3,09
PI-21	1,19 ± 0,04	3,11
PI-22	1,17 ± 0,04	3,06
PI-23	1,22 ± 0,04	3,14
PI-24	1,23 ± 0,04	3,05
PI-25	1,27 ± 0,04	3,03
PI-26	1,20 ± 0,04	3,06
PI-27	1,17 ± 0,04	3,10
PI-28	1,13 ± 0,04	3,11
PI-29	1,22 ± 0,04	3,12
PI-30	1,19 ± 0,04	3,16
PI-31	1,20 ± 0,04	3,12
PI-32	1,18 ± 0,04	3,09
PI-33	1,17 ± 0,04	3,09
PI-34	1,12 ± 0,04	3,15
PI-35	1,13 ± 0,04	3,16
PI-36	1,16 ± 0,04	3,12
PI-37	1,09 ± 0,03	3,19
PI-38	1,08 ± 0,03	3,13
PI-39	1,09 ± 0,03	3,10
PI-40	1,13 ± 0,04	3,18

Na Tabela 4.13 é apresentado um resumo dos principais resultados estatísticos obtidos para as amostras da liga Al-Au com relação ao fluxo de nêutrons térmicos. Os valores em negrito e em itálico são aqueles que não estão dentro do Intervalo de Confiança e os sublinhados, são os que, de acordo com o teste z-score, são questionáveis.

**Tabela 4.13 – Resumo da avaliação estatística das amostras da liga Al-Au para o fluxo de nêutrons térmicos**

Posição de Irradiação	AMOSTRA 11 (0,01 cm)		AMOSTRA 12 (0,02 cm)		AMOSTRA 13 (0,03 cm)		AMOSTRA 21 (0,02 cm)		AMOSTRA 31 (0,03 cm)		AMOSTRA 431 (0,43 cm)	
	Int. de Conf.	z-score	Int. de Conf.	z-score	Int. de Conf.	z-score	Int. de Conf.	z-score	Int. de Conf.	z-score	Int. de Conf.	z-score
PI-1	-0,16	0,00	-0,05	-1,02	-0,08	-0,73	-0,01	1,61	-0,15	-0,04	-0,08	-0,49
PI-3	-0,09	-0,72	<b>0,00</b>	-1,58	-0,06	-0,98	-0,15	-0,10	-0,09	-0,70	-0,11	-0,18
PI-7	-0,09	+0,60	-0,10	0,44	-0,13	0,12	-0,11	0,65	-0,09	0,57	-0,06	0,71
PI-10	-0,11	+0,44	-0,01	1,81	-0,06	0,97	-0,10	0,56	-0,03	1,47	-0,02	1,11
PI-24	-0,08	+0,82	-0,16	-0,05	-0,18	0,04	-0,18	-0,10	-0,14	0,36	-0,10	-0,31
PI-25	-0,13	+0,30	-0,10	0,73	-0,13	-0,15	-0,10	0,53	-0,06	1,17	-0,08	0,41
PI-29	-0,20	-0,35	-0,02	-1,50	<b>+0,05</b>	<u>-2,34</u>	-0,06	-1,29	-0,08	-0,76	-0,05	-0,78
PI-34	-0,07	-1,00	-0,08	-1,14	-0,12	-0,83	<b>+0,01</b>	-1,82	-0,10	-0,62	0,00	-1,41
PI-35	-0,03	-1,37	-0,06	-1,10	<b>+0,06</b>	<u>-2,63</u>	-0,07	-0,95	-0,14	0,25	-0,01	-1,29
PI-38	-0,01	-1,53	-0,07	-0,88	-0,14	0,03	-0,02	1,73	-0,13	-0,10	-0,09	-0,27
PI-40	-0,12	-0,31	-0,08	0,76	-0,10	0,60	-0,08	0,70	-0,07	0,90	-0,05	0,77

Int. de Conf., Intervalo de Confiança

## **4.7 – COMPARAÇÕES DO COMPORTAMENTO DOS FLUXOS DE NÊUTRONS TÉRMICOS SIMULADOS AO LONGO DAS AMOSTRAS**

Além da determinação dos valores dos fluxos de nêutrons para todas as amostras aqui simuladas, outro objetivo desta pesquisa é buscar o entendimento de como o fluxo de nêutrons térmicos pode variar com alterações das dimensões geométricas das amostras analisadas. Para efetivação desse objetivo, foram feitas comparações entre os valores dos fluxos de nêutrons térmicos simulados ao longo de algumas amostras de modo a se ter uma estimativa do comportamento desse fluxo ao atravessar uma amostra na qual se tenha uma espessura de material diferente.

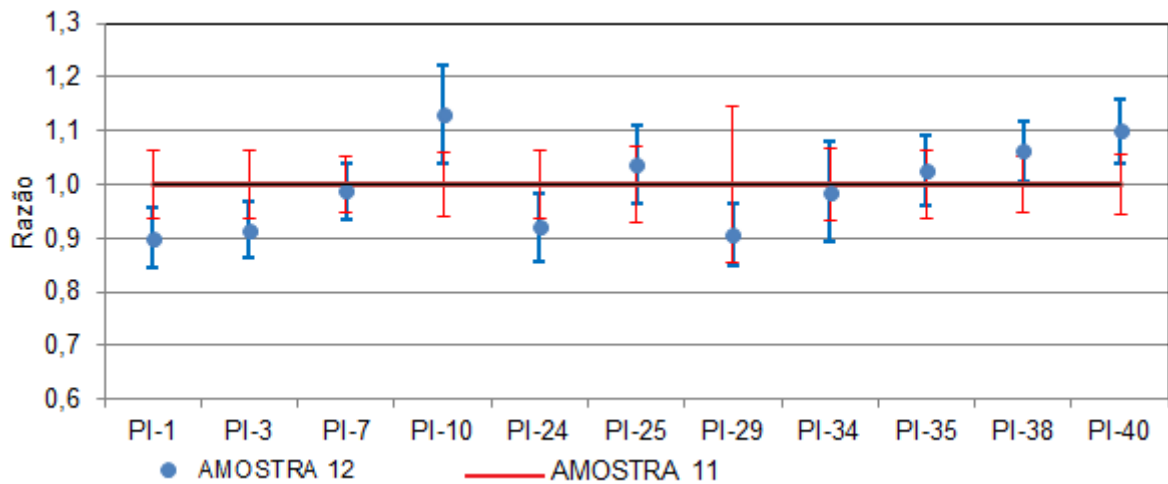
Na secção 3.2 que trata da modelagem das amostras, foi explicado que devido a limitações do código MCNP5, que aceita apenas uma esfera DXTRAN por célula, seria adotado que o fluxo de nêutrons através da metade inferior da AMOSTRA 12, corresponderia ao fluxo de nêutrons que atravessava a AMOSTRA 11, visto que a espessura dos materiais seria a mesma. Medindo-se então, apenas o fluxo que passaria pela metade superior da AMOSTRA 12.

Expediente semelhante seria utilizado ao simular o modelo da amostra 13. Uma vez que se detinham os valores dos fluxos simulados para os dois terços inferiores dessa amostra, através dos modelos das AMOSTRAS 11 e 12, se fazia necessário medir apenas o fluxo detectado no terço superior desse modelo.

Para completar a investigação dos modelos simulados, serão feitas comparações dos valores dos fluxos de nêutrons térmicos através de amostras que tenham dimensões geométricas iguais, ou seja, comparação dos valores das AMOSTRAS 12 e 21 e AMOSTRAS 13 e 31. Em todos os processos de confrontação de resultados, os fluxos serão normalizados pelos valores simulados para uma das amostras e, considerando os respectivos erros relativos (incertezas), se efetivarão as comparações dos respectivos modelos.

#### 4.7.1 – AMOSTRAS 11 e 12

No gráfico da Figura 4.20 se comparam os valores das simulações dos fluxos de nêutrons térmicos através das AMOSTRAS 11 e 12 para as 11 posições mais representativas da MG do reator TRIGA IPR-R1. Os valores dos fluxos estão normalizados pelos resultados simulados para o fluxo de nêutrons térmicos da AMOSTRA 11.



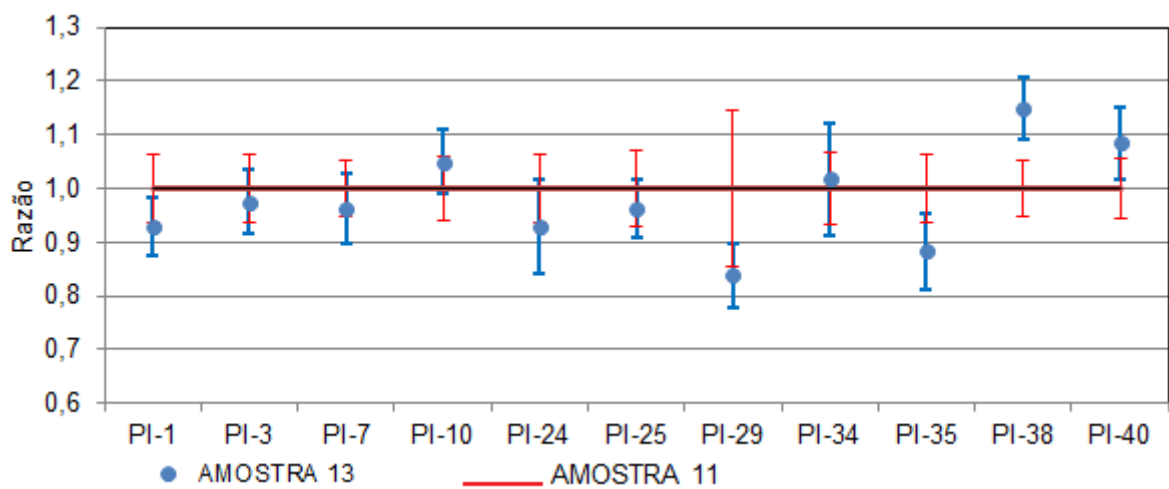
**Figura 4.20 – Fluxos de nêutrons térmicos simulados para as AMOSTRAS 11 e 12, normalizados por valores das simulações da AMOSTRA 11 na MG do reator IPR-R1**

Como é visto no gráfico da Figura 4.20, os valores dos fluxos térmicos simulados para todas as 11 posições das AMOSTRAS 11 e 12 não diferem significativamente. Quando se consideram as respectivas incertezas (erros relativos), os valores de tais fluxos podem coincidir, não sendo possível estabelecer qualquer vínculo entre as variações nos valores do fluxo de nêutrons térmicos que passa por uma amostra com as respectivas mudanças na geometria e, por conseguinte, na espessura do material que é irradiado.



#### 4.7.2 – AMOSTRAS 11 e 13

No gráfico da Figura 4.21 se comparam os valores das simulações dos fluxos de nêutrons térmicos através das AMOSTRAS 11 e 13 para as 11 posições mais representativas da MG do reator TRIGA IPR-R1. Os valores dos fluxos estão normalizados pelos resultados simulados para o fluxo de nêutrons térmicos da AMOSTRA 11.

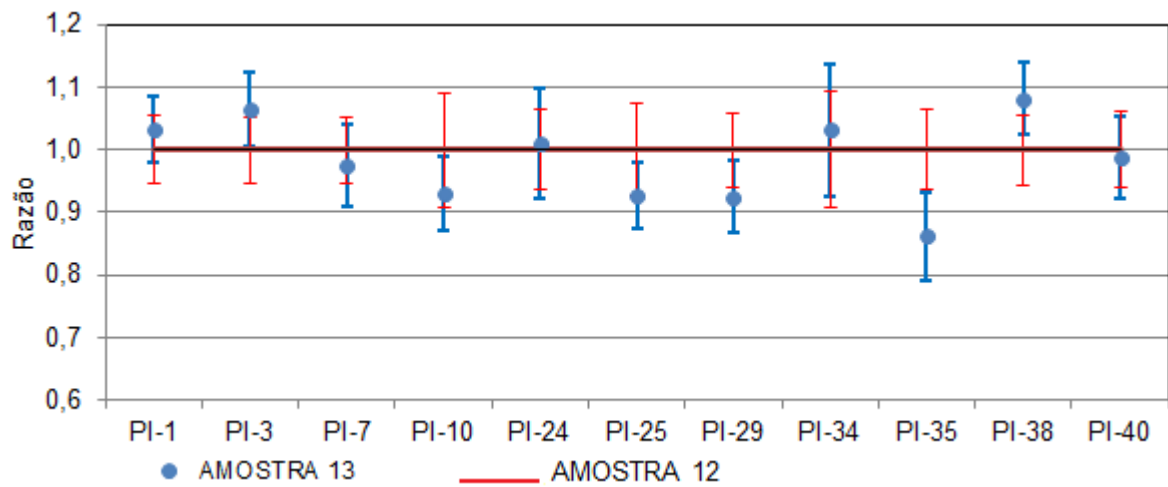


**Figura 4.21 – Fluxos de nêutrons térmicos simulados para as AMOSTRAS 11 e 13, normalizados por valores das simulações da AMOSTRA 11 na MG do reator IPR-R1**

Na Figura 4.21 pode-se observar que os valores simulados para o fluxo de nêutrons térmicos da AMOSTRA 13 apresentam uma discreta tendência de serem menores que os valores do fluxo térmico da AMOSTRA 11. Porém, quando se consideram as incertezas (erros relativos), essa tendência não pode se confirmar, uma vez que os fluxos podem ainda coincidir-se. Exceção deve ser considerada para a simulação da posição 38 da AMOSTRA 13, que mesmo ao se levar em conta os respectivos erros relativos, permanece distante do valor simulado para o fluxo de nêutrons térmicos, na mesma posição, para a AMOSTRA 11.

### 4.7.3 – AMOSTRAS 12 e 13

No gráfico da Figura 4.22 se comparam os valores das simulações dos fluxos de nêutrons térmicos através das AMOSTRAS 12 e 13 para as 11 posições mais representativas da MG do reator TRIGA IPR-R1. Os valores dos fluxos estão normalizados pelos resultados simulados para o fluxo de nêutrons térmicos da AMOSTRA 12.

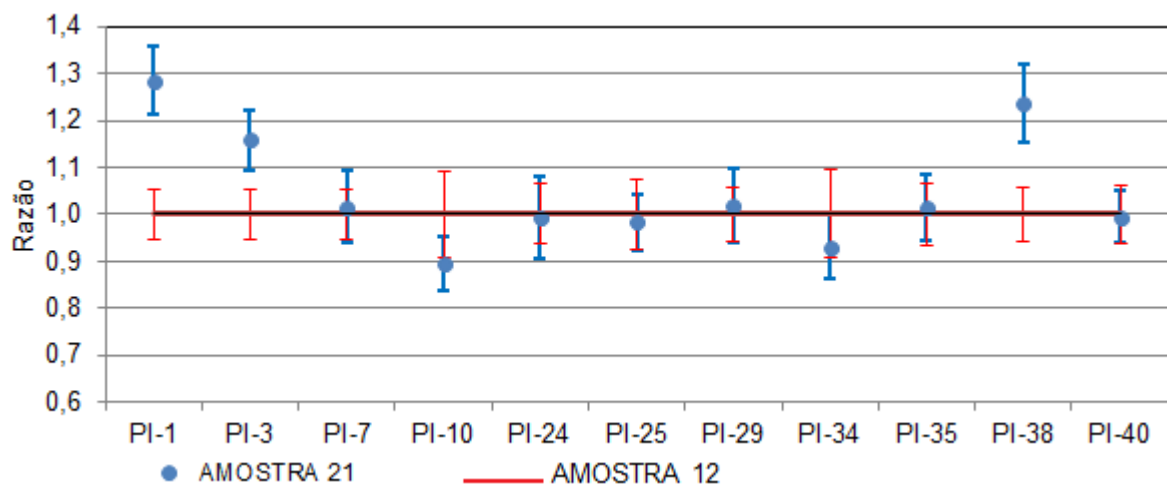


**Figura 4.22 – Fluxos de nêutrons térmicos simulados para as AMOSTRAS 12 e 13, normalizados por valores das simulações da AMOSTRA 12 na MG do reator IPR-R1**

Do gráfico da Figura 4.22, pode-se concluir que os valores dos fluxos de nêutrons térmicos simulados para as AMOSTRAS 12 e 13, também não se diferenciam de modo significativo. Considerando suas incertezas (erros relativos), podem coincidir seus valores, embora as espessuras de materiais simulados nos dois casos não sejam as mesmas. Nesse gráfico vê-se que apenas a posição 35 simulada para a AMOSTRA 13, de modo extremamente discreto, não pode coincidir com a simulação da mesma posição para a AMOSTRA 12.

#### 4.7.4 – AMOSTRAS 12 e 21

No gráfico da Figura 4.23 se comparam os valores das simulações dos fluxos de nêutrons térmicos através das AMOSTRAS 12 e 21 para as 11 posições mais representativas da MG do reator TRIGA IPR-R1. Os valores dos fluxos estão normalizados pelos resultados simulados para o fluxo de nêutrons térmicos da AMOSTRA 12.

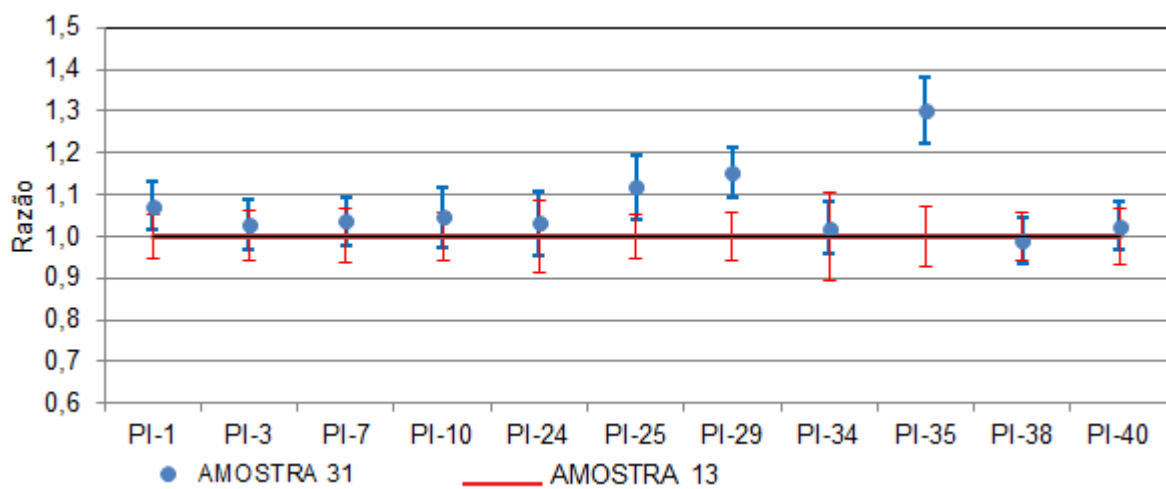


**Figura 4.23 – Fluxos de nêutrons térmicos simulados para as AMOSTRAS 12 e 21, normalizados por valores das simulações da AMOSTRA 12 na MG do reator IPR-R1**

No gráfico da Figura 4.23 também pode se inferir que há uma grande possibilidade de coincidências entre os valores simulados para os fluxos de nêutrons térmicos para as posições de irradiação das AMOSTRAS 12 e 21. Embora nesse caso, para as simulações das posições 1, 3 e 38 da AMOSTRA 21, não possa haver tal similaridade de valores, mesmo considerando os erros relativos; para todas as demais simulações não se descarta a igualdade ou proximidade de seus valores.

#### 4.7.5 – AMOSTRAS 13 e 31

No gráfico da Figura 4.24 se comparam os valores das simulações dos fluxos de nêutrons térmicos através das AMOSTRAS 13 e 31 para as 11 posições mais representativas da MG do reator TRIGA IPR-R1. Os valores dos fluxos estão normalizados pelos resultados simulados para o fluxo de nêutrons térmicos da AMOSTRA 13.



**Figura 4.24 – Fluxos de nêutrons térmicos simulados para as AMOSTRAS 13 e 31, normalizados por valores das simulações da AMOSTRA 13 na MG do reator IPR-R1**

Na Figura 4.24, pode-se observar que os valores simulados para o fluxo de nêutrons térmicos da AMOSTRA 31 apresentam uma discreta tendência de serem superiores aos valores do fluxo térmico da AMOSTRA 13. Porém, quando se consideram os erros relativos (incertezas), essa tendência também não pode se confirmar, uma vez que os fluxos podem ainda coincidir. Exceções devem ser consideradas para as simulações das posições 29 e 35 da AMOSTRA 31, que mesmo ao se levar em conta os respectivos erros relativos, permanecem distantes dos valores simulados para o fluxo de nêutrons térmicos, nas mesmas posições, para a AMOSTRA 13.

## 5 CONCLUSÕES

Neste trabalho, o código MCNP5 e todos os recursos nele inseridos, principalmente os dispositivos IMP e DXTRAN, demonstraram ser ferramentas adequadas na modelagem do reator TRIGA IPR-R1, bem como no cálculo dos fluxos total e térmico de nêutrons, por meio das amostras Al-Au colocadas na mesa giratória do reator e também simuladas pelo programa. O código se mostrou apropriado para aproximar o modelo teórico com o experimento real executado no CDTN/CNEN por Menezes e seus colaboradores em 2008.

Este trabalho indicou que o modelo de reator proposto por Guerra 2011 apresentou valores dentro do esperado, considerando-se os resultados obtidos e as margens dos erros relativos devido ao código de 10% segundo Briesmeister 1997. Isso também é confirmado pelos vários testes aplicados, como o z-score, como a verificação de pertinência para um Intervalo de Confiança de 95% e a Tendência Relativa, que de acordo com Madi Filho et al. 2005 e Menezes et al. 2008, aceitam-se diferenças entre os valores experimentais e simulados de até 15%. Entretanto, algumas melhorias no modelo são necessárias, não só para corrigir alguns valores atípicos encontrados, mas para obter uma melhor conformação das simulações com os experimentos reais.

Foram feitas seis simulações diferentes, com modelos de amostras de diferentes dimensões; partindo das dimensões dos monitores típicos utilizados nos experimentos de ativação com nêutrons realizados no CDTN/CNEN, até o caso de uma modelagem onde todo o espaço interno do pote de polietileno foi preenchido, amostra 431. De acordo com as simulações realizadas e com os resultados obtidos, não se observaram variações significativas nos valores dos fluxos total e térmico em diferentes posições nas amostras. Até mesmo no caso da última amostra simulada, amostra 431, com dimensões 43 vezes maior em altura e 1,6 vezes maior no tamanho do raio, quando comparada ao tamanho padrão do monitor usado no CDTN/CNEN, não se verificou quaisquer alterações nos valores dos fluxos que possam acarretar discrepâncias nos resultados da ativação neutrônica.

Isso significa que uma amostra com dimensões de 0,43 cm de altura e raio de 0,48 cm; com uma densidade da ordem de  $1100 \text{ g.L}^{-1}$ , poderá ser analisada como se fosse uma amostra

puntual, com os resultados dos fluxos de nêutrons simulados sugerindo que as variações ocorridas nos mesmos são desprezíveis para todas as dimensões estudadas.

Em suma, os resultados obtidos por MCNP indicam que 97% deles estão dentro dos 95% do intervalo de confiança em relação aos dados experimentais, assim como 97% dos resultados são satisfatórios para o teste z-score, indicando o bom desempenho da aplicação da simulação. Futuras pesquisas sobre o tema poderão ser desenvolvidas para se conhecer as limitações nas dimensões das amostras analisadas por meio da referida técnica.

## 6 REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

ARAMBURU, X.O., BISBAL, J.J. **Radiaciones Ionizantes, Utilizacion y Riesgos**, vol. I e II. Ediciones UPC, Barcelona, 1994, 479p.

BLAAUW, M.P., BODE, P. **Introduction to the  $k_1$  concept for the interpretation of artificial peaks in  $k_0$  based NAA**. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, v. 169, n. 1, p. 201-208, Mar.1993.

BOOTH, T.E. et al. **MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code**, Version 5, Los Alamos National Laboratory, Report LA-UR-03-1987, 2003.

BRIESMEISTER, J.F. **MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code**, Version 4C, Los Alamos National Laboratory, Report LA-13709-M, 1997.

BROOKES, C.J., BETTELEY, I.G., LOXTON, S.M. **Fundamentals of Mathematics and Statistics for Students of Chemistry and Allied Subjects**. New York: John Wiley & Sons, 1979, 540p.

CENTRO DE DESENVOLVIMENTO DA TECNOLOGIA NUCLEAR - CDTN/CNEN. **XXII Curso de Treinamento de Operadores em Reatores de Pesquisa (CTORP)**, vol. I e II, Belo Horizonte, Março 2001, 406p.

CENTRO DE DESENVOLVIMENTO DA TECNOLOGIA NUCLEAR – CDTN/CNEN. **NOTA INTERNA – NI-EC3-05/05**, 2005, 166p.

CENTRO DE DESENVOLVIMENTO DA TECNOLOGIA NUCLEAR – CDTN/CNEN. **Manual de Operação do Reator TRIGA IPR-R1**, 2007, 221p.

DALLE, H.M. **Simulação do reator TRIGA IPR-R1 utilizando métodos de transporte por Monte Carlo**. Tese (Doutorado em Engenharia Química), Faculdade de Engenharia Química, Universidade Estadual de Campinas, Campinas, 2005, 179p.

DE CORTE, F. **The  $k_0$  - standardization method: A move to the optimization of neutron activation analysis**. 1986. 464p. Tese, Faculdade de Ciências, Universidade de Ghent, Ghent, Bélgica, 1986.

DE CORTE, F.  **$k_0$  and comparator NAA: Influences and Interactions.** *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, v. 245, n. 1, p. 157-161, 2000.

DE SOETE, D., GISBELS, R., HOSTE, J. **Neutron activation analysis.** London: Wiley - Interscience, 1972. (Chemical analysis, 34).

DUDERSTADT, J.J., HAMILTON L.J. **Nuclear Reactor Analysis.** New York: John Wiley & Sons, 1976, 650p.

EHMANN, W.D., VANCE, D.E. **Radiochemistry and Nuclear Methods of Analysis.** New York: John Wiley & Sons, 1991, 531p.

ERDTMANN, G., PETRI, H., KAYSSER, B. **Application of INAA with Ghent  $k_0$  factors to the analysis of high-purity metals and ceramics.** *Transcriptions of the American Nuclear Society*, v. 56, p. 200-201, 1988.

FORSHUFVUD, S., SMITH, H., WASSÉN, A. **Napoleon's Illness 1816–1821 in the Light of Activation Analyses of Hairs from Various Dates.** *Archives of Toxicology*, v. 20, n. 4, p. 210-219, 1963.

GUERRA, B.T. **Obtenção do fluxo neutrônico nos terminais de irradiação do reator TRIGA IPR-R1 utilizando o Método de Transporte Monte Carlo.** Dissertação, Departamento de Engenharia Nuclear (DEN), Escola de Engenharia da UFMG, Belo Horizonte, 2011, 74p.

HALBLIEB, J.A., MEHLHORN, T.A. **ITS: The Integrated TIGER Series of Coupled Electron/Photon Monte Carlo Transport Codes,** Sandia National Laboratory Report, SAND 84-0573 (1984).

INGELBRECHT, C., PEETERMANS, F. **Aluminum-gold reference material for the  $k_0$  standardization of neutron activation analysis.** *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, A*, v. 303, p. 119-122, 1991.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY – IAEA. **Applications of Isotopes and Radiation in Conservation of the Environment (Proc. Symp. Karlsruhe, Germany, 1992).** Vienna, 1992, 699p.



INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY – IAEA. **Use of research reactors for neutron activation analysis**. Vienna, 2001, 97p.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY – IAEA. **Analytical Applications of Nuclear Techniques**. Vienna, 2004, 203p.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY – IAEA. **Evaluated Nuclear Data File (ENDF)**. Disponível em <http://www-nds.iaea.org/exfor/servlet/E4sMakeE4>. Acesso em 28/12/2011.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY – IAEA. **Evaluated Nuclear Data File (ENDF)**. Disponível em <http://www-nds.iaea.org/exfor/servlet/E4sMakeE4>. Acesso em 05/01/2012.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY – IAEA. **Evaluated Nuclear Data File (ENDF)**. Disponível em <http://www-nds.iaea.org/exfor/servlet/E4sMakeE4>. Acesso em 24/01/2012.

JOVANOVIC, S. et al. **Some elucidations to the concept of the effective resonance energy  $\hat{E}_r$** . *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, v. 82, n. 2, p. 379-383, 1984.

JOVANOVIC, S. et al. **Epithermal neutron flux distribution and its impact on (n, $\gamma$ ) activation analysis results**. In: BALKAN CONFERENCE ON ACTIVATION ANALYSIS, 1. 19-24. Proceedings: Vienna IAEA, 1985 (INIS - mf - 11126).

KNOLL, G.F. **Radiation Detection and Measurements**. New York, John Wiley and Sons, Inc., 3<sup>rd</sup> ed., 2000, 802p.

LAMARSH, J.R. **Introduction to Nuclear Reactor Theory**. Addison-Wesley Publishing Company, 1966, 572p.

LAMARSH, J.R. **Introduction to Nuclear Engineering**. Addison-Wesley Publishing Company, 1975, 783p.

MADI FILHO, T., DE LIMA, R.B., YORIYAZ, H., HERNANDES, A.C. **Experimental and Monte Carlo evaluation of the neutron flux of an assembly with two AmBe sources**. *Radiation Protection Dosimetry*, 115 (1-4), 412-414, 2005.

MARETTI JR, F., MESQUITA, A.Z., OLIVEIRA, P.F., CÂMARA, L.O.I.S., DALLE, H.M. **Performance and improvements of the IPR-R1 TRIGA Mark I reactor in 45 years of operation.** In: INTERNATIONAL NUCLEAR ATLANTIC CONFERENCE (INAC), 2005, Santos, São Paulo, Brasil.

MENEZES, M.Â.B.C., SABINO, C.V.S., AMARAL, A.M., MATTOS, S.V.M., FILHO, S.B.S.  **$k_0$ -NAA Applied to Certified Reference Materials and Hair Samples: Evaluation of Exposure Level in a Galvanizing Industry (Proc. Conf. on Modern Trends in Activation Analysis, Bethesda, USA, 1999).** *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, v. 245, n.1 , p. 173–178, 2000.

MENEZES, M.Â.B.C., SABINO, C.V.S., FRANCO, M.B., KASTNER, G.F., ROSSI, E.H.M. **Optimized  $k_0$ -instrumental neutron activation method using the TRIGA MARK I IPR-R1 reactor at CDTN/CNEN, Belo Horizonte, Brazil.** *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 257 (2003) 627.

MENEZES, M.Â.B.C., JAĆIMOVIĆ, R., SEBASTIÃO, R.C.O., LEAL, A.S., SOUZA, R.M. G.P. **Experimental and modeling thermal neutron fluxes characterization of the carousel irradiation channels in the TRIGA MARK I IPR-R1 reactor, Brazil.** Nota Interna CDTN, 2008, 8p.

MESQUITA, A.Z. **Investigação experimental da distribuição de temperaturas no reator nuclear de pesquisa TRIGA IPR-R1.** Tese (Doutorado em Engenharia Química), Faculdade de Engenharia Química, Universidade Estadual de Campinas, Campinas, 2005, 195p.

MESQUITA, A.Z., LAMEIRAS, F.S., VASCONCELOS, V., DA COSTA, A.C.L., SOUZA, R.M.G.P. **Proposta de utilização do reator nuclear de pesquisa TRIGA IPR-R1 do Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN) em pesquisa e treinamento.** In: CONGRESSO NACIONAL DE ENGENHARIA MECÂNICA, 6, 2010, Campina Grande, Paraíba, Brasil.

MURRAY, R.L. **Nuclear Energy: An Introduction to the Concepts, Systems and Applications of Nuclear Processes.** Raleigh, Butterworth-Heinenann, 5<sup>th</sup> ed., 2000, 490p.

NATIONAL NUCLEAR DATA CENTER - NNDC. **Nuclear Decay Data in the MIRD Format**, janeiro 2009. Disponível em <http://www-nds.iaea.org/exfor/exfor.htm>. Acesso em 29/1/2009

NATIONAL NUCLEAR DATA CENTER - NNDC. **Experimental nuclear reaction data**. Disponível em <http://www.nndc.bnl.gov/chart/decaysearchdirect.jsp?nuc=28AL&unc=nds>. Acesso em 26/03/2012.

SHAKHASHIRO, A. et al. **Report on the IAEA-CU-2006-05 proficiency test on determination of  $^{137}\text{Cs}$  and  $^{210}\text{Pb}$  in spiked soil, IAEA / AL /167**. Seibersdorf, April 2006, 39p.

SKOOG, D.A., HOLLER, F.J., NIEMAN, T.A. **Princípios de Análise Instrumental**. Madrid, Mc Graw-Hill, 5ª ed., 2001, 1028p.

STAMATELATOS, I.E., TZIKA, F., VASILOPOULOU, T., KOSTER-AMMERLAAN, M.J.J. **Large sample neutron activation analysis of a ceramic vase**. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, v. 283, n.3 , p. 735–740, 2010.

ZAGATTO, E.A.G. **Análise por ativação de nêutrons**. 2000. Digitado. Apostila do CENA, Centro de Engenharia Nuclear na Agricultura USP Sorocaba.

ZANGIROLAMI, D.M. **Fluxo Neutrônico a 100 kW nos terminais de irradiação do reator TRIGA IPR-R1**. Dissertação, Departamento de Engenharia Nuclear (DEN), Escola de Engenharia da UFMG, Belo Horizonte, 2009, 103p.

ZEISLER, R., GUINN, V.P. **Nuclear Analytical Methods in the Life Sciences**. Clifton, New Jersey, Humana Press, 1990, 776p.