

UNIVERSIDADE FEDERAL DE MINAS GERAIS
DEPARTAMENTO DE ENGENHARIA NUCLEAR DA ESCOLA
DE ENGENHARIA
Curso de Pós-Graduação em Ciências e Técnicas Nucleares

***FLUXO NEUTRÔNICO A 100kW NOS TERMINAIS DE
IRRADIAÇÃO DO REATOR TRIGA IPR-R1***

Dante Marco Zangirolami

Orientador: Prof. Dr. Arno Heeren de Oliveira

Co-orientadora: Dra. Andréa Vidal Ferreira

Belo Horizonte
2009



DEPARTAMENTO DE ENGENHARIA NUCLEAR
PROGRAMA DE PÓS-GRADUAÇÃO EM CIÊNCIAS E TÉCNICAS
NUCLEARES

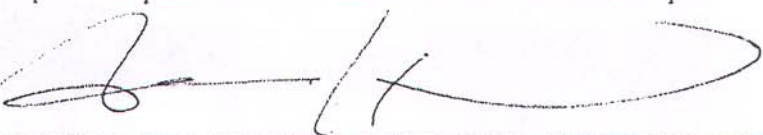
TÍTULO DA 336ª DISSERTAÇÃO

“FLUXO NEUTRÔNICO A 100 kW NOS TERMINAIS DE IRRADIAÇÃO DO
REATOR TRIGA IPR-R1”

ALUNO: DANTE MARCO ZANGIROLAMI

Dissertação defendida e aprovada pela Comissão Examinadora constituída por:

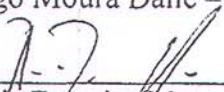
Orientador:


Arno Heeren de Oliveira – DENU/EE/UFMG, Doutor.

Co-Orientador:


Dra. Andréa Vidal Ferreira - CDTN/CNEN, Doutora.


Hugo Moura Dalle – CDTN/CNEN, Doutor.


Amr Zacarias Mesquita – CDTN/CNEN, Doutor.

Belo Horizonte, 30 de março de 2009.

Área de Concentração: CIÊNCIAS DAS RADIAÇÕES

Dedico este trabalho à
Sandra Maria, minha esposa,
aos meus pais e ao meu filho Vítor.

AGRADECIMENTOS

Aos meus orientadores, pela motivação, orientação e ajuda em todas as fases de construção deste trabalho.

Às bibliotecárias do CDTN/CNEN, pelas referências bibliográficas.

Ao corpo técnico do “TR3”, setor do CDTN/CNEN, por toda colaboração, em especial aos operadores e supervisores do reator e à equipe do Laboratório de Análises por Ativação Neutrônica.

A todos os colegas do CDTN/CNEN e do PCTN/UFMG que direta ou indiretamente contribuíram para a conclusão deste trabalho.

Ao CDTN/CNEN, que cedeu os laboratórios, o reator IPR-R1, e os materiais para os experimentos.

“Pode o homem instruído ser mau e infeliz;
o homem educado é sempre bom e feliz”.

Huberto Rohden

SUMÁRIO

RESUMO	x
ABSTRACT	xi
LISTA DE FIGURAS	xii
LISTA DE TABELAS	xiv
LISTA DE ABREVIATURAS E SIGLAS	xv
1 APRESENTAÇÃO	1
1.1 INTRODUÇÃO	1
1.2 OBJETIVOS E JUSTIFICATIVAS DO TRABALHO	1
2 REVISÃO BIBLIOGRÁFICA	3
2.1 O REATOR TRIGA MARK I DO CDTN/CNEN	3
2.1.1 Descrição geral	3
2.1.2 Dispositivos de irradiação	8
2.1.2.1 TUBO CENTRAL	8
2.1.2.2 MESA GIRATÓRIA	9
2.1.2.3 TERMINAIS PNEUMÁTICOS	10
2.1.3 Barras de controle	10
2.1.4 Instrumentação e controle	11
2.1.5 Sistema de refrigeração e purificação de água	13
2.2 PRINCÍPIOS BÁSICOS DE FUNCIONAMENTO DO REATOR	13
2.2.1 Fissão Nuclear	13
2.2.2 Moderação de Nêutrons	15
2.2.3 Energia liberada na fissão	16
2.2.4 Potência de um reator	17
2.2.5 Flutuação das barras nas irradiações devido ao envenenamento	18
2.3 INTERAÇÃO DE NÊUTRONS COM A MATÉRIA	20

2.3.1 Seção de choque de interação	20
2.4 MEDIDAS DE FLUXO NO REATOR TRIGA IPR-R1	22
2.4.1 Espectro de nêutrons rápidos e intermediários no TUBO CENTRAL	23
2.4.2 Perfil axial de nêutrons rápidos e térmicos no núcleo do IPR-R1	26
2.4.3 Simulação do reator TRIGA IPR – R1 utilizando métodos de transporte por Monte Carlo	28
2.4.4 Otimização do método paramétrico k_0 para ativação neutrônica instrumental, usando o TRIGA IPR-R1	30
2.4.5 Medidas de fluxo térmico nos terminais de irradiação do reator IPR-R1	32
2.4.6 Avaliação temporal do fluxo neutrônico no TRIGA IPR-R1	33
2.4.7 Fluxo neutrônico na MESA GIRATÓRIA do TRIGA IPR-R1	35
2.4.8 Levantamento de parâmetros nucleares do reator TRIGA IPR-R1	36
2.5 ANÁLISE POR ATIVAÇÃO NEUTRÔNICA.....	38
2.5.1 Convenção de Høgdahl.....	41
2.5.2 Atividade induzida.....	45
2.5.3 Espectrometria gama.....	47
2.6 CÁLCULO DO FLUXO DE NÊUTRONS EPITÉRMICOS NOS TERMINAIS DE IRRADIAÇÃO	50
2.7 CÁLCULO DO FLUXO DE NÊUTRONS TÉRMICOS NOS TERMINAIS DE IRRADIAÇÃO	50
3 MATERIAIS E MÉTODOS	53
3.1 MATERIAIS	53
3.1.1 Amostras	53
3.2 MÉTODOS	56
3.2.1 Ativação neutrônica do material de referência irradiado.....	56
3.2.1.1 Irradiações e re-irradiações das amostras	56
3.2.1.2 Experimentos nos terminais de irradiação do reator IPR-R1	58
3.2.1.3 Atividade residual nas re-irradiações	62
3.2.2 Decaimento da atividade induzida	63

3.2.3 Espectrometria gama	64
3.2.3.1 Obtenção dos espectros	64
3.2.3.2 Tratamento do <i>background</i>	67
3.2.3.3 Atenuação da radiação gama pelo porta-amostras.....	68
3.2.4 Tratamento dos dados	69
3.2.4.1 Tratamento de erros	69
<u>Incerteza da atividade específica induzida</u>	69
<u>Incerteza do fluxo epitérmico</u>	70
<u>Incerteza do parâmetro f na MESA GIRATÓRIA</u>	71
<u>Incerteza do fluxo térmico</u>	71
3.2.5 Dados coletados, planilha de cálculo e gráficos	72
4 RESULTADOS E DISCUSSÕES	73
4.1 ATIVIDADE INDUZIDA NA PARTIDA E DESLIGAMENTO DO REATOR IPR-R1.	73
4.2 <i>BACKGROUND</i>	74
4.3 ATIVIDADE RESIDUAL.....	76
4.4 ESTATÍSTICA DAS MEDIDAS DE ATIVIDADE	77
4.5 PERFIL DA ATIVIDADE ESPECÍFICA INDUZIDA NA MESA GIRATÓRIA	79
4.6 ATIVIDADE ESPECÍFICA INDUZIDA EM AMOSTRAS NUAS IRRADIADAS NA MESA GIRATÓRIA	82
4.7 ATIVIDADE ESPECÍFICA INDUZIDA EM AMOSTRAS IRRADIADAS NA MESA GIRATÓRIA COM COBERTURA DE CÁDMIO	84
4.8 PARÂMETRO f PARA ALGUMAS POSIÇÕES DA MESA GIRATÓRIA	86
4.9 FLUXO TÉRMICO E EPITÉRMICO NA MESA GIRATÓRIA.....	87
4.10 ATIVIDADE ESPECÍFICA INDUZIDA EM AMOSTRAS NUAS E SOB COBERTURA DE CÁDMIO, IRRADIADAS NO TUBO CENTRAL.....	89
4.11 FLUXO EPITÉRMICO NO TUBO CENTRAL	90
4.12 FLUXO TÉRMICO NO TUBO CENTRAL.....	90
4.13 ATIVIDADE ESPECÍFICA INDUZIDA EM AMOSTRAS NUAS E SOB COBERTURA DE CÁDMIO, IRRADIADAS NO TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS.....	91

4.14 FLUXO EPITÉRMICO NO TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS	92
4.15 FLUXO TÉRMICO NO TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS	93
4.16 COMPARATIVO DE MEDIDAS E CÁLCULOS DE FLUXO NO IPR-R1.....	94
5 CONCLUSÃO	96
6 REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	99

RESUMO

Foi realizado um estudo do fluxo de nêutrons nos terminais de irradiação do reator TRIGA IPR-R1: MESA GIRATÓRIA (MG), TUBO CENTRAL (TC) e TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS (TP2). O objetivo foi obter o perfil do fluxo na MG, que possui quarenta posições de irradiação e valores do fluxo térmico e epitérmico para algumas posições da mesa e também para o TP2 e o TC. A metodologia empregada foi a análise por ativação neutrônica de material de referência, liga Al-Au (0,1%). Foram realizadas 16 irradiações em datas diferentes. Concluiu-se que, no caso da MG, o valor médio do fluxo térmico e epitérmico depende da posição vertical das barras de controle do reator. As variações do fluxo ao longo da MG formam um perfil característico, cujos valores dependem da localização relativa no núcleo entre a posição analisada e as barras de controle. Na MG, o valor de fluxo térmico obtido foi de $(8,1 \pm 0,3) \times 10^{11} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ e do fluxo epitérmico de $(3,4 \pm 0,2) \times 10^{10} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$. No TP2 e no TC, os valores determinados para o fluxo epitérmico foram respectivamente de $(3,3 \pm 0,2) \times 10^9 \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ e $(2,6 \pm 0,1) \times 10^{11} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$. Nesses terminais de irradiação, o fluxo térmico foi calculado e os valores obtidos foram de $(2,4 \pm 0,2) \times 10^{11} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ e $(2,8 \pm 0,1) \times 10^{12} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, para o TP2 e TC respectivamente.

Palavras-chaves: reator TRIGA IPR-R1, fluxo neutrônico, análise por ativação neutrônica.

ABSTRACT

In this work, it was carried out a study of the neutron flux in the IPR-R1 TRIGA reactor irradiation facilities: ROTARY SPECIMEN RACK (RSR), PNEUMATIC TRANSFER TUBE TWO (PTT2) and the CENTRAL THIMBLE (CT). The objective was to obtain the neutron flux profile on the RSR, which has forty irradiation positions, and also values for the thermal and epithermal neutron fluxes of some RSR positions and also of the PTT2 and of the CT facility. It was applied the neutron activation analysis of a reference material, Al-Au (0.1%) alloy. Irradiations were performed on 16 different dates. It was concluded that for the RSR, the average value of thermal and epithermal neutron fluxes depends on the vertical position of the reactor control rods. Neutron flux variations along the RSR form a characteristic profile, whose values depend on the location of the irradiation position in the reactor core and on the control rods vertical position. In the RSR, the obtained values of thermal and epithermal neutron flux were $(8.1 \pm 0.3) \times 10^{11} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, and $(3.4 \pm 0.2) \times 10^{10} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, respectively. For the PTT2 and the CT, the values for the epithermal neutron flux were respectively $(3.3 \pm 0.2) \times 10^9 \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ and $(2.6 \pm 0.1) \times 10^{11} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$. For these facilities, the thermal neutron flux was estimated, and the obtained values were $(2.4 \pm 0.2) \times 10^{11} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ and $(2.8 \pm 0.1) \times 10^{12} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ for the PTT2 and the CT, respectively.

Key-words: IPR-R1 TRIGA reactor, neutron flux, neutron activation analysis.

LISTA DE FIGURAS

Figura 2.1	Conjunto núcleo e refletor do TRIGA IPR-R1	5
Figura 2.2	Configuração atual do núcleo do reator TRIGA IPR-R1	6
Figura 2.3	Foto do núcleo do TRIGA IPR-R1.....	7
Figura 2.4	Dispositivos TC e tubo de acesso à MG	9
Figura 2.5	Mesa de controle e sistema de aquisição de dados do IPR-R1	12
Figura 2.6	Seção de choque de fissão do ^{235}U	14
Figura 2.7	Curva de distribuição dos fragmentos de fissão do ^{235}U	14
Figura 2.8	Espectro de fissão.....	15
Figura 2.9	Envenenamento pelo xenônio durante uma irradiação de 8 horas a 100kW.....	18
Figura 2.10	Envenenamento após desligamento para diferentes fluxos de nêutrons	19
Figura 2.11	Representação esquemática da seção de choque (n, γ) em função da energia	21
Figura 2.12	Terceira configuração do núcleo do TRIGA IPR-R1	24
Figura 2.13	Corte vertical do núcleo do IPR-R1, com indicação da posição das medidas	25
Figura 2.14	Núcleo do IPR-R1, onde é mostrada a placa superior e as posições de medida ..	27
Figura 2.15	Comparação dos fluxos de nêutrons nas posições 8, 9, 10 e 11.....	28
Figura 2.16	Vista axial do modelo MCNP do IPR-R1 mostrando as posições em que os fluxos foram calculados para a MESA GIRATÓRIA e o TUBO CENTRAL	29
Figura 2.17	Taxa de contagem específica normalizada de padrões ^{198}Au , irradiados nos canais da MESA GIRATÓRIA.....	31
Figura 2.18	Fluxo de nêutrons térmicos na MESA GIRATÓRIA para vários níveis de potência	32
Figura 2.19	$A_{\text{esp}}(A_{101})$ em padrões de Na, usados nos experimentos de AAN, para análise de radionuclídeos de meia vida curta.....	34
Figura 2.20	$A_{\text{esp}}(A_{101})$ em padrões de Na, usados nos experimentos de AAN, para análise de radionuclídeos de meia vida média e longa	34
Figura 2.21	A_{esp} para os padrões de ouro em quatro medidas distintas	35
Figura 2.22	Seção de choque (n, γ) do ^{197}Au em função da energia	39

Figura 2.23	Representação da distribuição do fluxo em função da energia em um reator térmico.....	40
Figura 2.24	Seção de choque total do cádmio em função da energia do nêutron.....	42
Figura 2.25	Fatores de transmissão ideal e real do cádmio	43
Figura 2.26	Representação da atividade induzida em uma amostra irradiada por um fluxo de nêutrons.....	45
Figura 2.27	Representação da atividade induzida, seguida de decaimento, em uma amostra irradiada por um fluxo de nêutrons	47
Figura 2.28	Representação de um espectro típico obtido de um emissor gama.....	48
Figura 3.1	Foto de parte das amostras utilizadas nos experimentos.....	53
Figura 3.2A	Amostras acondicionadas em tubos de polietileno para irradiações na MG.....	55
Figura 3.2B	Tubos de polietileno acondicionados em porta-amostras de poliestireno para irradiações na MG.....	55
Figura 3.2C	Os diversos tipos de porta-amostras empregados.....	55
Figura 3.3	Metodologia dos experimentos	56
Figura 3.4	Esquema de decaimento do nuclídeo ^{198}Au	57
Figura 3.5	Inserção do porta-amostras no TC.....	59
Figura 3.6	Tubo de inserção de amostras no TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS.....	60
Figura 3.7	Atividade induzida, no caso de irradiações intermitentes.....	63
Figura 3.8	Foto do sistema “D4” para análise por espectrometria gama do CDTN/CNEN..	65
Figura 3.9	Curva de eficiência do detector “D4”, geometria de 10cm.....	66
Figura 4.1	Potência medida no canal linear durante toda a primeira irradiação.....	73
Figura 4.2	Espectros do background e de uma amostra irradiada na MESA GIRATÓRIA..	75
Figura 4.3	A_{esp} em amostras nuas irradiadas na MESA GIRATÓRIA.....	80
Figura 4.4A	Valores de A_{esp} na MESA GIRATÓRIA em 15 irradiações.....	83
Figura 4.4B	Média e desvio padrão (barra de erro) da A_{esp} em amostras nuas, para cada irradiação na MESA GIRATÓRIA	83
Figura 4.5	A_{esp} em amostras irradiadas sob cobertura de cádmio na MESA GIRATÓRIA .	85
Figura 4.6	A_{esp} em amostras irradiadas no TUBO CENTRAL.....	89
Figura 4.7	A_{esp} em amostras nuas irradiadas no TP2.....	91

LISTA DE TABELAS

Tabela 2.1	Sumário de operações do reator IPR-R1	4
Tabela 2.2	Configurações do núcleo do TRIGA IPR-R1	8
Tabela 2.3	Distribuição da energia liberada na fissão do ^{235}U	16
Tabela 2.4	Medidas e cálculos de fluxo no reator TRIGA IPR-R1	23
Tabela 2.5	Valores teóricos de fluxo em algumas posições da MG e do TC	30
Tabela 2.6	Parâmetros α e f e fluxo de nêutrons do IPR-R1, determinados para alguns canais da MESA GIRATÓRIA.....	31
Tabela 2.7	Fluxo de nêutrons térmicos no TUBO CENTRAL	33
Tabela 2.8	Parâmetros determinados no reator TRIGA IPR-R1	37
Tabela 2.9	Comparativo de medidas e cálculos de fluxo no IPR-R1 de diversos autores	38
Tabela 3.1	Sumário dos experimentos efetuados no reator TRIGA IPR-R1	61
Tabela 4.1	Avaliação de background.....	76
Tabela 4.2	A_{esp} em amostras re-irradiadas	77
Tabela 4.3	A_{esp} em amostras da MG, TP2 e TC na irradiação 13.....	78
Tabela 4.4	Condições operacionais do IPR-R1	79
Tabela 4.5	Dados da posição 40 obtidos de irradiações na MESA GIRATÓRIA	81
Tabela 4.6	A_{esp} em amostras irradiadas sob cádmio na MG.....	86
Tabela 4.7	Parâmetro f para a MESA GIRATÓRIA	87
Tabela 4.8	Fluxo térmico médio em algumas posições da MESA GIRATÓRIA	88
Tabela 4.9	Medidas de A_{esp} no TP2, para amostras irradiadas sob cádmio.....	92
Tabela 4.10	Valores de fluxo epitérmico no TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS.....	93
Tabela 4.11	Comparativo de medidas e cálculos de fluxo no IPR-R1	94

LISTA DE ABREVIATURAS E SIGLAS

AAN - Análise por Ativação Neutrônica

AANI - Análise por Ativação Neutrônica Instrumental

ABNT - Associação Brasileira de Normas Técnicas

A_{esp} – Atividade específica induzida

AIEA - Agência Internacional de Energia Atômica

BG - Background

CDTN - Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear

CNEN - Comissão Nacional de Energia Nuclear

CTORP - Curso de Treinamento de Operadores em Reatores de Pesquisa

HPGe - Hyper Pure Germanium

ICRU - International Commission on Radiation Units and measurement

IEEE - Institute of Electrical and Electronics Engineers

INAA – Instrumental Neutron Activation Analysis

IPR - Instituto de Pesquisas Radioativas

IRMM - Institute for Reference Materials and Measurements

MCA - Multi Channel Analyzer (Analisador multicanal)

MCNP - Monte Carlo N-Particle

MG - MESA GIRATÓRIA

NIST - National Institute of Standards and Technology

NNDC - National Nuclear Data Center

PCTN - Pós-graduação em Ciências e Técnicas Nucleares

ROI - Region of Interest (Região de interesse)

TC - TUBO CENTRAL

TP2 - TERMINAL PNEUMÁTICO NÚMERO DOIS

TR3 - Tecnologia de Reatores

TRIGA - Training, Research, Isotopes, General Atomics

1 APRESENTAÇÃO

1.1 INTRODUÇÃO

O Brasil possui atualmente quatro reatores nucleares de pesquisa, todos eles instalados em institutos de pesquisa da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN). O reator TRIGA IPR-R1, objeto de estudo deste trabalho, está instalado no Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN) e opera desde novembro de 1960 [MARETTI JR, 2005].

Dentre as principais aplicações do IPR-R1, estão: produção de radiosótopos para análise por ativação neutrônica, treinamento de operadores para centrais nucleares e experimentos em neutrônica e termohidráulica.

1.2 OBJETIVOS E JUSTIFICATIVAS DO TRABALHO

Este trabalho de dissertação tem por objetivo caracterizar o fluxo de nêutrons térmicos e epitérmicos a 100kW nos terminais de irradiação do reator TRIGA IPR-R1: a MESA GIRATÓRIA, o TUBO CENTRAL e o TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS. No Capítulo seguinte, será discutido o conceito de fluxo e a nomenclatura utilizada neste trabalho.

Desde a primeira criticalidade, em novembro de 1960, o IPR-R1 passou por seis modificações de sua configuração de núcleo [DALLE, 2005].

Diferentes autores, ao longo do tempo, determinaram fluxos de nêutrons em alguns dos dispositivos de irradiação do IPR-R1 ou no próprio núcleo. SANTORO (1975) determinou o espectro de nêutrons intermediários e rápidos em uma posição no TUBO

CENTRAL, utilizando a quarta configuração do núcleo. GUIMARÃES (1985) determinou o perfil do fluxo de nêutrons rápidos e térmicos, medido axialmente em 7 posições entre os elementos combustíveis (através de furos efetuados na placa superior) utilizando a quarta configuração do núcleo. Os trabalhos subseqüentes já foram realizados com a configuração atual do núcleo, correspondente a sexta configuração. DALLE (2005) obteve, através de cálculos computacionais, valores de fluxo térmico e total, ao longo do TUBO CENTRAL e dos terminais que compõem a MESA GIRATÓRIA, para a potência de 250 kW. MENEZES e JACÍMOVIĆ (2006) obtiveram o fluxo térmico e epitérmico, a 100kW, em cinco posições na MESA GIRATÓRIA, além do perfil da atividade específica induzida ao longo desta. SOUZA (2006) obteve o fluxo térmico médio na MESA GIRATÓRIA e no TUBO CENTRAL na posição de máximo fluxo, para 5 níveis de potência do reator. FERREIRA *et al.* (2006) demonstraram, através de medidas de atividade induzida, a estabilidade do fluxo na MESA GIRATÓRIA em 5 anos de medidas (2002 –2006). FRANCO (2006) determinou vários parâmetros do reator, entre eles o fluxo térmico e epitérmico em algumas das posições da MESA GIRATÓRIA (parada) e no TUBO CENTRAL, visando à aplicação da técnica de ativação neutrônica paramétrica k_0 .

A contribuição deste trabalho é acrescentar dados experimentais novos de medidas de atividade específica induzida e fluxo térmico e epitérmico nos dispositivos de irradiação, a 100kW, preenchendo lacunas dos trabalhos anteriores e sistematizando os dados obtidos até a presente data.

2 REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

2.1 O REATOR TRIGA MARK I DO CDTN/CNEN

2.1.1 Descrição Geral

O IPR-R1 é um reator TRIGA (Training, Research, Isotopes, General Atomics) Mark I fabricado pela General Atomics (EUA). Utiliza como combustível urânio enriquecido a 20% e como moderador principal o hidreto de zircônio. O núcleo possui refletor de grafita e é refrigerado a água leve desmineralizada. A água serve ainda como moderador adicional e como blindagem biológica. O controle do reator é efetuado através da operação de 3 barras absorvedoras de nêutrons, contendo carbeto de boro. O reator apresenta 3 dispositivos principais para irradiação de amostras: o TUBO CENTRAL, a MESA GIRATÓRIA, com 40 posições de irradiação e o terminal pneumático. A configuração atual do núcleo compreende 5 anéis concêntricos contendo 63 elementos combustíveis-moderadores e 23 elementos refletores de grafita. Foi projetado inicialmente para operar a potências de até 30kW em regime contínuo e até 100kW em regime intermitente. Desde o ano de 2001, seu núcleo está configurado para operar a 250 kW, mas tem-se operado à potência de 100 kW até a obtenção da autorização do setor de licenciamento da CNEN para operar em definitivo na nova potência. [CDTN, 2001; CDTN, 2007].

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

Tabela 2.1 – Sumário de operações do reator IPR-R1.

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
TOTAL	1.897.897	446.745	13.986

Fonte: MARETTI JR, 2005

Uma característica muito importante de um reator TRIGA é que, possui segurança intrínseca, resultante do alto coeficiente de temperatura pronto-negativo. Como os elementos combustíveis do reator contêm o moderador hidreto de zircônio, em mistura homogênea com o urânio enriquecido, a temperatura desta substância acompanha prontamente a temperatura do combustível. O aumento de temperatura do moderador resulta em sub-moderação e, conseqüentemente, perda de reatividade [CDTN, 2007]. Este nível de segurança permite o uso do TRIGA IPR-R1 como um reator de treinamento.

O núcleo do TRIGA IPR-R1 localiza-se na parte inferior de um poço cilíndrico de 6,6m de profundidade e 1,9m de diâmetro. O poço é preenchido com água desmineralizada que atua como refrigerante do núcleo, ajudando ainda no processo de moderação e reflexão dos nêutrons. Serve também como blindagem biológica para as radiações provenientes do núcleo. A água ocupa cerca de 1/3 do volume do núcleo. A Figura 2.1 apresenta um esquema do poço do reator, onde pode ser visto o núcleo, alguns de seus dispositivos e o refletor de grafita com diâmetros interno e externo de 45,7 cm e 109 cm respectivamente e altura de 58 cm.

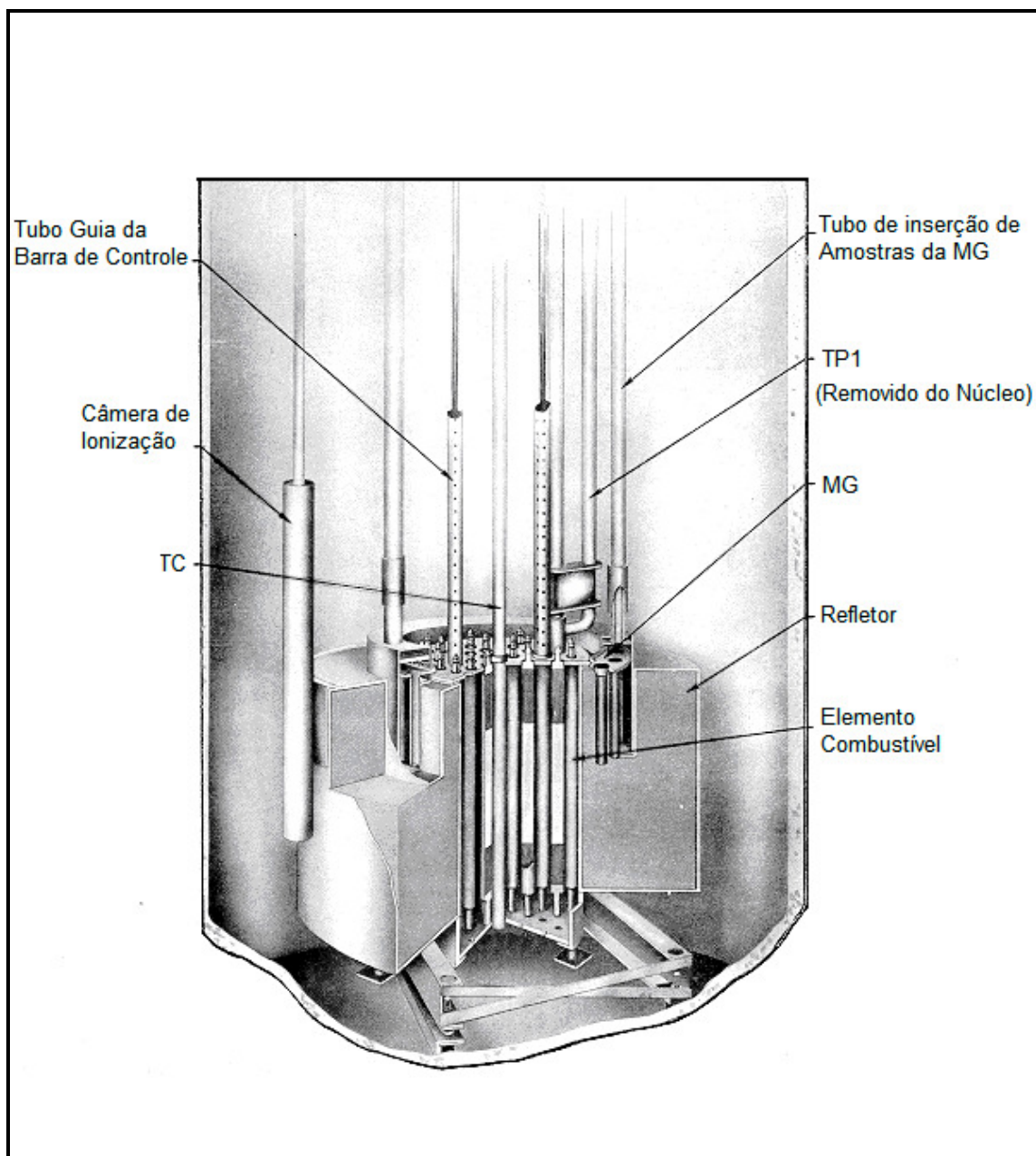


Figura 2.1 - Conjunto núcleo e refletor do TRIGA IPR-R1 [CDTN, 2007].

Agregados ao núcleo atual do IPR-R1, existem 63 elementos combustíveis-moderadores, sendo 58 revestidos em alumínio e cinco revestidos em aço inoxidável, além de 23 elementos refletores de grafita, uma fonte de nêutrons, três barras de controle, um TUBO CENTRAL, uma MESA GIRATÓRIA, um terminal pneumático, tubos de acesso e câmaras detectoras de nêutrons. A Figura 2.2 apresenta um esquema do núcleo do IPR-R1 e a Figura 2.3 apresenta uma foto do núcleo.

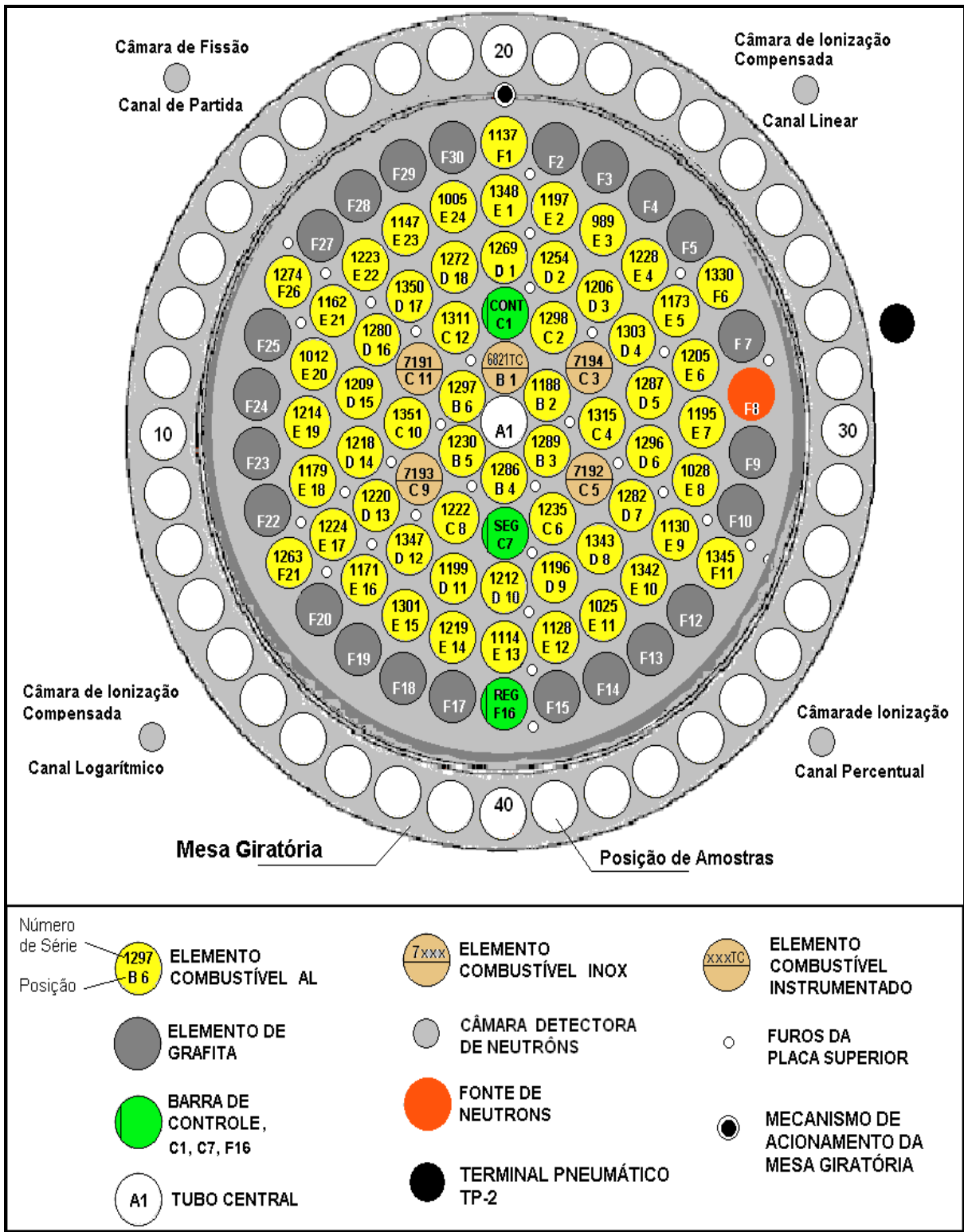
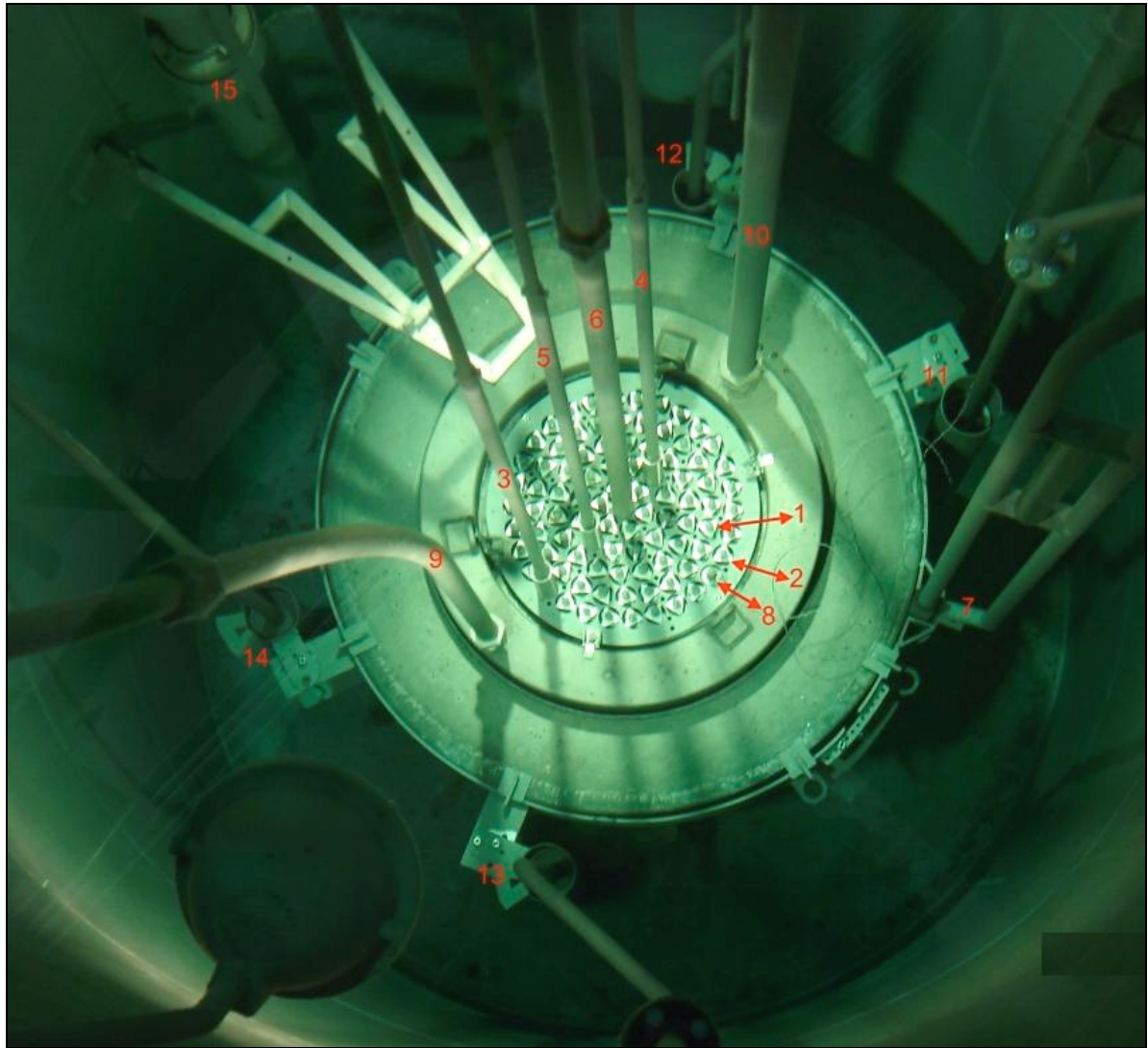


Figura 2.2 – Configuração do núcleo do reator TRIGA IPR-R1 (Abril 2007) [adaptação de Figura cedida por Amir Zacarias].



1	Elemento Combustível	6	TC	11	Canal linear
2	Elemento de grafita	7	TP2	12	Canal de partida
3	Barra de regulação	8	Fonte de nêutrons	13	Canal % de potência
4	Barra de controle	9	Tubo de acesso à MG	14	Canal logarítmico
5	Barra de segurança	10	Eixo do mecanismo da MG	15	Extrator de nêutrons

Figura 2.3 – Foto do núcleo do TRIGA-IPR-R1 [cedida por Amir Zacarias].

Desde a primeira criticalidade, em novembro de 1960, o IPR-R1 passou por seis modificações de sua configuração de núcleo [DALLE, 2005]. A Tabela 2.2 resume as mudanças ocorridas.

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

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

(*) – Elemento combustível danificado trocado.

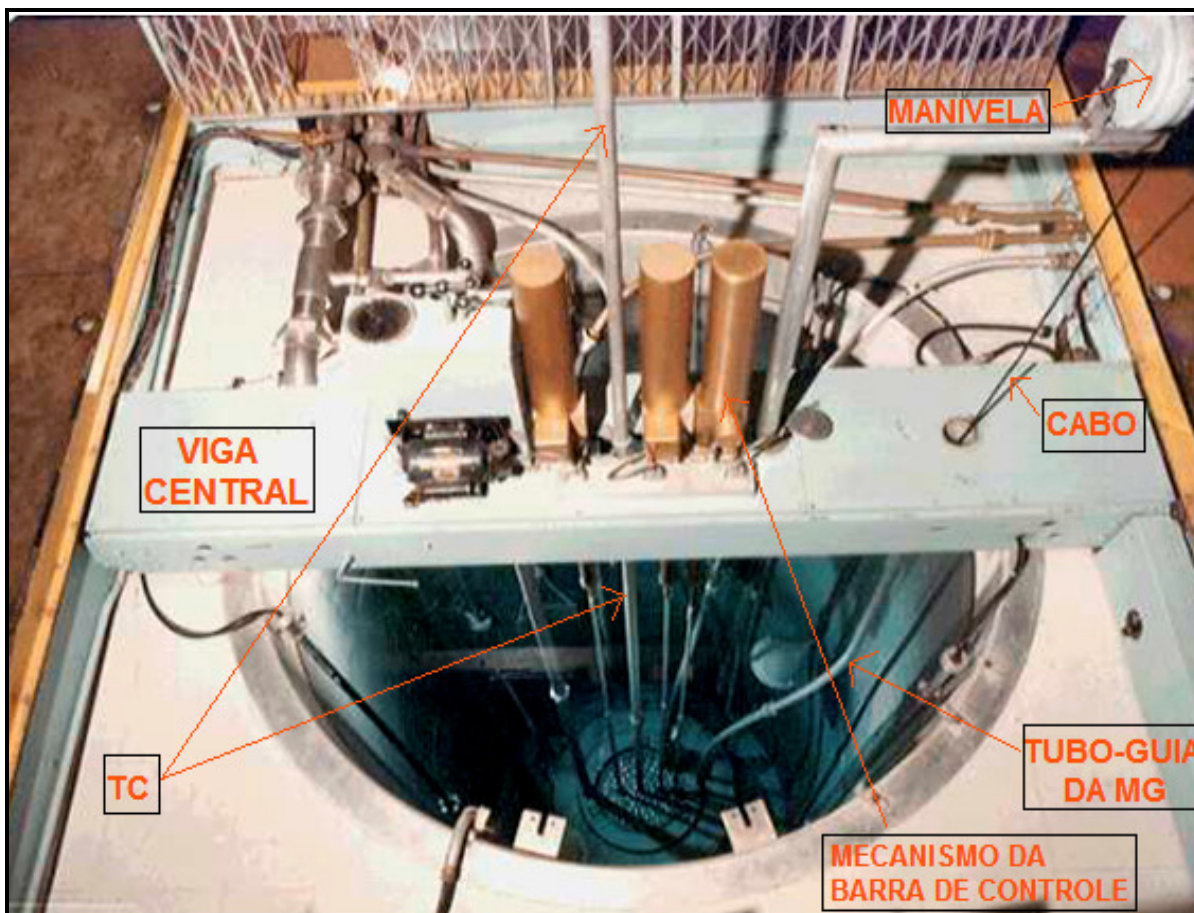
Fonte: Adaptado de DALLE, 2005

2.1.2 Dispositivos de Irradiação

O IPR-R1 atualmente conta com três dispositivos de irradiação de amostras: a MESA GIRATÓRIA, com 40 posições ou canais de irradiação, o TUBO CENTRAL e o TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS, descritos brevemente a seguir.

2.1.2.1 TUBO CENTRAL

O TUBO CENTRAL, 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. A Figura 2.4 mostra a viga central e alguns de seus elementos, tais como o tubo guia da MESA GIRATÓRIA, o TUBO CENTRAL, os mecanismos de acionamento das barras de controle e outros.



**Figura 2.4 – Dispositivos TC e tubo de acesso à MG
[foto cedida por Amir Zacarias].**

2.1.2.2 MESA GIRATÓRIA

A MESA GIRATÓRIA, 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, colocadas em frascos cilíndricos de poliestireno, são introduzidas na MESA GIRATÓRIA através de um cabo que desce por um tubo de acesso. A MESA GIRATÓRIA possui um mecanismo de rotação automático para permitir irradiação de amostras sob um mesmo valor de fluxo médio. Para preservar este mecanismo, atualmente ela é girada manualmente. Usando os porta-amostras padrão do CDTN/CNEN, é possível inserir duas amostras verticalmente em

cada posição da mesa, sendo a de baixo referenciada como irradiada na camada inferior e a de cima como irradiada na camada superior. Todos os valores deste trabalho relativos a MESA GIRATÓRIA são referentes à camada inferior.

2.1.2.3 TERMINAIS PNEUMÁTICOS

Um conjunto de tubos conectados a um sistema de sucção de ar, controlado por válvulas, permite a introdução e retirada rápida de amostras. Atualmente apenas um terminal pneumático está em uso, o TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS, que fica alojado na periferia do refletor. Este terminal é utilizado principalmente para dosagem de urânio em minérios, pelo método de nêutrons de fissão retardados. O tempo de ativação típico é de cerca de 50s. Este dispositivo pode ser visto nas Figuras 2.2 e 2.3.

2.1.3 Barras de Controle

Como visto no item 2.1.1, as barras de controle do IPR-R1 são de carbeto de boro. O boro possui grande seção de choque de absorção de nêutrons. As barras de controle de um reator permitem ajustar o valor do k_{ef} , que é a razão entre o número de nêutrons de uma geração e o número de nêutrons da geração 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.

2.1.4 Instrumentação e controle

A instrumentação para a operação do reator TRIGA IPR-R1 constitui-se principalmente 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.

O Canal de Partida constitui-se de um detector tipo câmara de fissão, circuitos associados e medidores, que monitoram o fluxo neutrônico na faixa inicial da partida do reator.

O Canal Logaritmo é utilizado para monitorar níveis de potência que vão desde o final de escala do Canal de Partida, aproximadamente, até níveis ligeiramente superiores à potência máxima. Constitui-se de um registrador gráfico, medidores analógicos de potência e de período e indicador digital de reatividade. O detector de nêutrons utilizado é uma câmara de ionização compensada. As indicações de potência estão em escala logarítmica.

O Canal Linear constitui-se de um registrador gráfico e medidor analógico, associados a uma câmara de ionização compensada, que indicam o nível de potência desde o nível da fonte até o nível de potência máxima. O medidor indica o nível de potência do reator linearmente, num total de oito escalas manualmente intercambiáveis.

O Canal de Potência Percentual constitui-se de um medidor de potência percentual que indica, em percentagem (0 a 120%), o nível de potência em relação à potência máxima. Ele é composto de uma câmara de ionização não compensada, um medidor de potência e fontes de tensão.

Na mesa de controle estão instalados ainda: comandos dos motores que movimentam as barras de controle, indicadores de posição das três barras de controle, seletor do nível de potência desejado, central de alarmes com sinalizadores luminosos e sonoros de *status*, etc. A Figura 2.5 apresenta uma fotografia da mesa de controle do IPR-R1. Trata-se da segunda mesa

de controle do IPR-R1. A mesa original foi usada até Março de 1997. A nova mesa introduziu um 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, 2005].

Complementando os instrumentos da mesa de controle, existe um sistema informatizado de coleta de dados desenvolvido para o TRIGA IPR-R1, que também pode ser visto na Figura 2.5. A maioria dos parâmetros operacionais do reator podem ser acompanhados por varreduras a partir de 1,0 ms (frequência de amostragem igual a 1 kHz). Todos os dados são arquivados para posterior consulta, tratamento e análise. [MESQUITA, 2005].

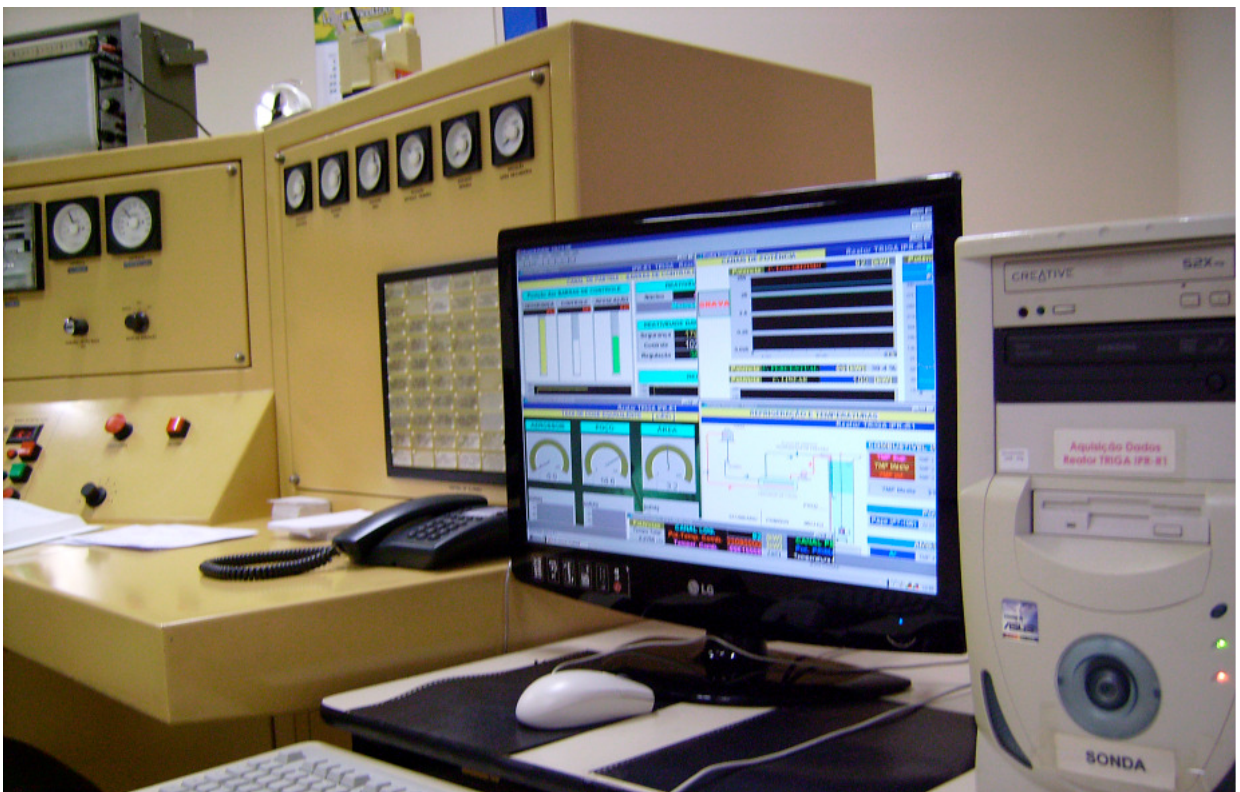


Figura 2.5 – Mesa de controle e sistema de aquisição de dados do IPR-R1 [MESQUITA, 2005].

2.1.5 Sistema de refrigeração e purificação de água

A retirada de calor no núcleo, como em todo reator TRIGA, é realizada por circulação natural. Existe um sistema forçado para refrigeração da água do poço e diminuição do nível de radiação na sala do reator. Ela é feita por um trocador de calor constituído por um circuito primário por onde passa a água do poço e um circuito secundário, por onde passa a água de refrigeração. Uma torre de resfriamento externa refrigera a água do circuito secundário. Para purificação da água, o sistema possui filtros e tanques de resina troca-íons.

2.2 PRINCÍPIOS BÁSICOS DE FUNCIONAMENTO DO REATOR

O funcionamento de um reator nuclear baseia-se na manutenção de reações de fissão em cadeia, num meio que contém material físsil (meio multiplicador). A seguir são apresentados, de modo sucinto, alguns tópicos sobre fissão nuclear.

2.2.1 Fissão Nuclear

A fissão é uma reação nuclear em que um núcleo, ao ser bombardeado com nêutrons, absorve o mesmo e se fragmenta em dois núcleos mais leves com emissão de novos nêutrons (nêutrons prontos) [LAMARSH, 1975]. Para nêutrons rápidos ($E > 1$ MeV), a fissão ocorre com diversos nuclídeos pesados, enquanto que para nêutrons térmicos ($\bar{E} \cong 0,025$ eV), a fissão somente ocorre com alguns poucos nuclídeos, dos quais apenas o ^{235}U existe na natureza. A fissão do ^{235}U ocorre com nêutrons de qualquer energia, mas a probabilidade da reação é especialmente elevada na região térmica, como mostra a Figura 2.6.

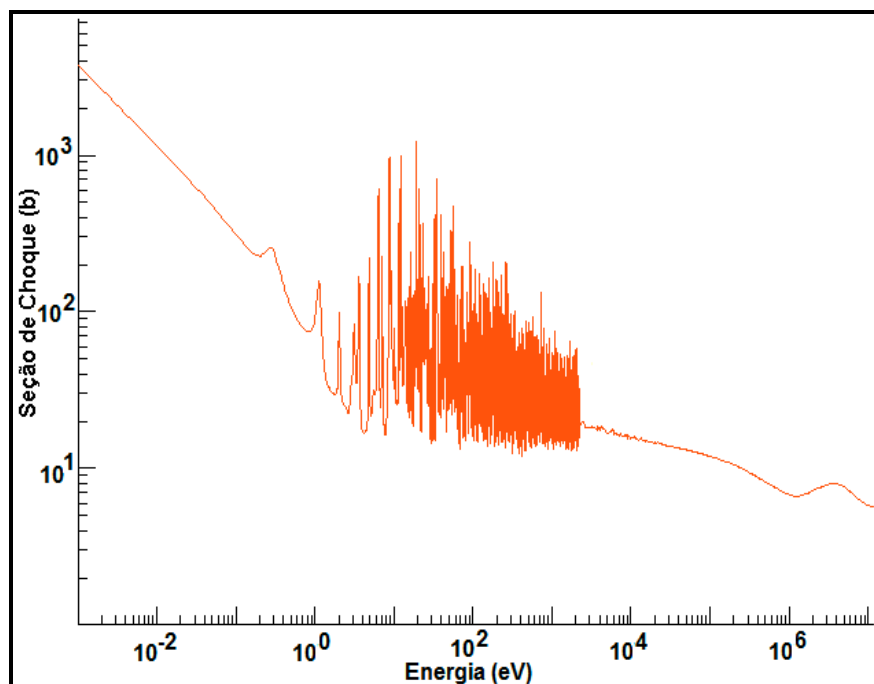


Figura 2.6 - Seção de choque de fissão do ^{235}U [KAERI, 2009].

No caso específico da fissão do ^{235}U com nêutrons térmicos, o número de nêutrons emitidos tem um valor médio de 2,42 e a energia liberada é de aproximadamente 198 MeV [ARAMBURU, 1994]. Os fragmentos de fissão não são sempre os mesmos, mas apresentam uma distribuição característica, conforme mostra a Figura 2.7.

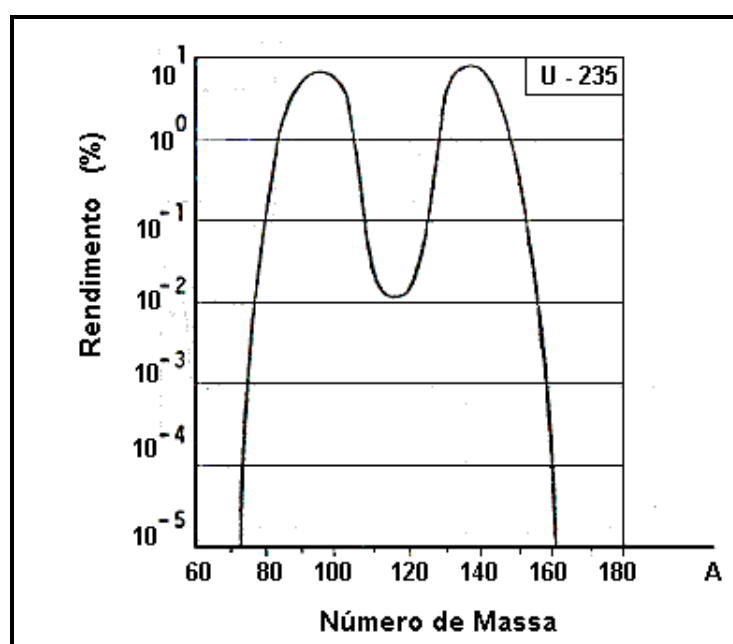


Figura 2.7- Curva de distribuição dos fragmentos de fissão do ^{235}U [CDTN, 2001].

A distribuição energética característica dos nêutrons prontos emitidos numa fissão nuclear é denominada espectro de fissão e está apresentada na Figura 2.8.

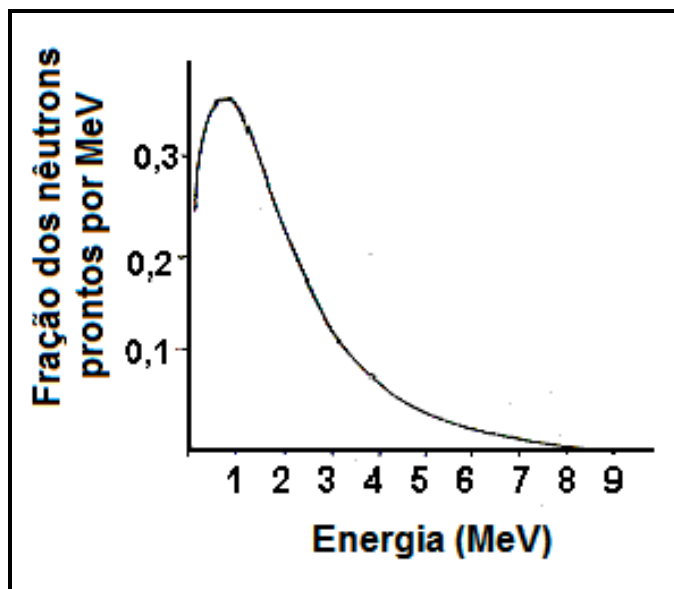


Figura 2.8 - Espectro de fissão [ARAMBURU, 1994].

Cerca de 0,7% do total de nêutrons gerados por fissão originam-se de certos produtos de fissão, como o ^{87}Br , capazes de emitir um nêutron no seu processo de desintegração radioativa. Os nêutrons assim originados são designados nêutrons retardados [CDTN, 2001; LAMARSH, 1975].

2.2.2 Moderação de Nêutrons

Para aproveitar o fato de que a seção de choque de fissão do ^{235}U , Figura 2.6, é elevada na região dos nêutrons térmicos, os reatores nucleares possuem um elemento chamado moderador, cuja função é a redução da energia do nêutron, desde a energia inicial da fissão, de cerca de 2MeV, até alguns eV da região térmica. O tipo de interação mais eficaz para este fim é o espalhamento elástico dos nêutrons com

núcleos leves e o material introduzido no sistema com esta finalidade chama-se moderador. Para o desenvolvimento de reações em cadeia, é importante que esse material, além de conter núcleos leves, apresente uma baixa seção de choque de absorção de nêutrons. Os materiais correntemente utilizados como moderadores são: água leve, água pesada, a grafita e o berílio.

2.2.3 Energia liberada na fissão

Na fissão nuclear ocorre grande produção de energia através do processo de conversão de massa. Cerca de 198MeV de energia são gerados para o caso da fissão do ^{235}U por nêutrons térmicos, como dito anteriormente. Cerca de 85% desta energia aparece como energia cinética dos fragmentos de fissão. O restante, 15%, se divide entre outras formas de energia como mostrado na Tabela 2.3.

Tabela 2.3 Distribuição da energia liberada na fissão do ^{235}U

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 (†)	11
Energia Total	198

Fonte: LAMARSH, 1975
(†) - 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 [CDTN, 2001]:

$$R_v = \sum_f \phi = \sigma_f N_v \phi \left[\text{fissões} \cdot \text{s}^{-1} \cdot \text{cm}^{-3} \right] \quad (2.1)$$

onde,

ϕ é o fluxo local de nêutrons térmicos [$\text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$];

\sum_f é a seção de choque macroscópica de fissão [cm^{-1}];

N_v é o número de núcleos físséis por unidade de volume [cm^{-3}];

σ_f é a seção de choque microscópica de fissão do núcleo físsil [cm^2].

Para um reator homogêneo, se o núcleo físsil é o ^{235}U , a potência total gerada pode ser calculada por:

$$P = 198 R_v = 4,8 \times 10^{-11} m \bar{\phi} \quad [\text{W}] \quad (2.2)$$

onde:

m é a massa total de ^{235}U [g];

$\bar{\phi}$ é o fluxo médio de nêutrons térmicos no núcleo [$\text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$].

2.2.5 Flutuação das barras nas irradiações devido ao envenenamento

Durante a operação de um reator, os fragmentos de fissão e os produtos de seus decaimentos se acumulam no elemento combustível. Alguns desses produtos, em particular, o ^{135}Xe , age como forte absorvedor de nêutrons, introduzindo uma alta reatividade negativa no meio (envenenamento). Isto altera o fator de multiplicação do sistema. Torna-se, portanto, necessário compensar as variações de reatividade através do ajuste das barras de controle. A Figura 2.9, mostra a variação da reatividade em função do tempo para uma irradiação de 8 horas no IPR-R1.

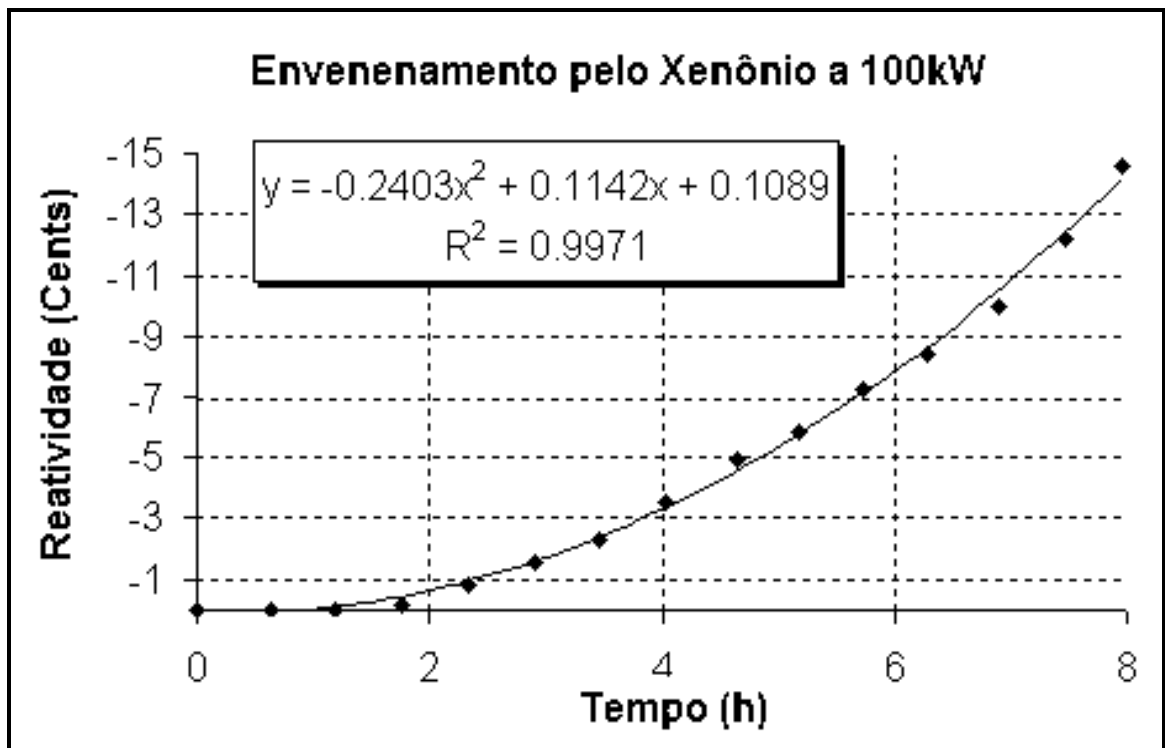


Figura 2.9 – Envenenamento pelo xenônio durante uma irradiação de 8 horas a 100kW [MESQUITA e SOUZA, 2007].

A Figura 2.9 mostra que para irradiações curtas, de uma hora, como as feitas nos experimentos deste trabalho, os efeitos do envenenamento durante as irradiações podem ser desprezados. No entanto devem ser levados em consideração, quando for o caso, os efeitos do envenenamento nas irradiações de 8 horas ocorridas no dia anterior ao dos experimentos.

A Figura 2.10, ilustra o efeito do crescimento do ^{135}Xe após o desligamento de um reator nuclear.

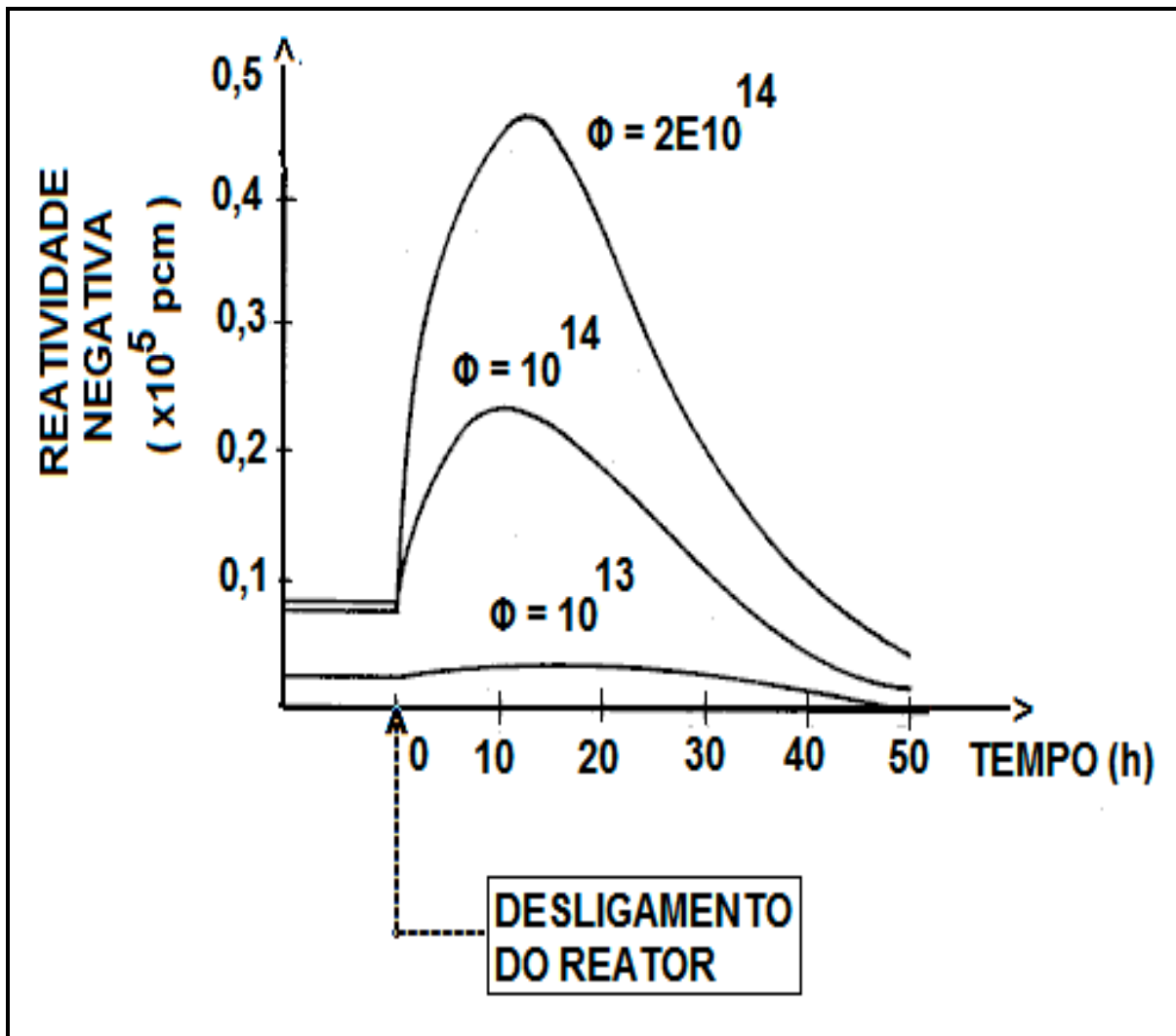


Figura 2.10 - Envenenamento após desligamento para diferentes fluxos de nêutrons [CDTN, 2001].

A Figura 2.10 mostra que o efeito do crescimento do ^{135}Xe após o desligamento é pequeno em reatores que tem fluxo de nêutrons até $1 \times 10^{13} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, como é o caso do reator IPR-R1.

2.3 INTERAÇÃO DE NÊUTRONS COM A MATÉRIA

A interação de nêutrons com a matéria se processa essencialmente com os núcleos dos átomos. Estas interações podem ser simplificaradamente classificadas como interações de espalhamento ou de captura neutrônica.

As interações de espalhamento podem ser elásticas ou inelásticas. As interações elásticas (onde a energia cinética total se conserva) ocorrem para qualquer energia do nêutron e são muito importantes no processo de moderação. O nêutron colide com um núcleo e transfere parte de sua energia cinética a ele. Após sucessivas colisões e perda de energia cinética, o nêutron entra em equilíbrio térmico com os átomos e moléculas do meio, processo este chamado de termalização. Nas interações inelásticas, o nêutron incidente é capturado pelo núcleo, que emite fótons gama e outro nêutron com energia cinética menor que a energia do nêutron incidente. Esta interação só é possível a partir de determinado valor de energia, capaz de colocar o núcleo alvo em seu primeiro nível de excitação.

A captura radioativa, de modo semelhante às interações elásticas, ocorre para qualquer energia do nêutron. O nêutron incidente é capturado pelo núcleo alvo, que fica em estado excitado. Para se desexcitar, o núcleo emite partículas β^- e radiação gama, transmutando-se num novo nuclídeo. Este processo é muito utilizado para a produção de radioisótopos e se chama captura neutrônica.

2.3.1 Seção de choque de interação

A probabilidade de interação da radiação com a matéria é dada pela grandeza seção de choque. Tal grandeza pode ser descrita em termos da seção de choque microscópica e seção de choque macroscópica. No caso de interação de partículas com nuclídeos, a seção de choque microscópica é uma medida do número de interações produzidas por unidade de tempo, por unidade de fluxo e por núcleo alvo [LAMARSH, 1975]. A seção de choque microscópica tem unidade de área e geralmente é medida em barn ($1\text{barn}=10^{-24}\text{cm}^2$), podendo ser interpretada geometricamente como uma área virtual associada ao núcleo alvo. Caso a partícula incidente

alcance esta área, se produzirá uma interação. Este parâmetro é dependente da energia do nêutron incidente.

Se houver diversos tipos de interação entre partículas e núclídeos, o somatório de todas as seções de choque de interação, tais como seções de choque de espalhamento elástico e inelástico, seção de choque de captura radioativa, seção de choque de fissão, etc, se chama seção de choque total. O produto desta grandeza pelo número de núclídeos alvos por unidade de volume, se denomina seção de choque macroscópica total [LAMARSH, 1975].

A Figura 2.11 mostra uma representação geral da seção de choque de captura neutrônica (n, γ) de um núclídeo qualquer em função da energia do nêutron incidente. Idealmente, a seção de choque de captura neutrônica é inversamente proporcional à velocidade do nêutron incidente ou inversamente proporcional a raiz quadrada da energia deste nêutron [DE CORTE, 1986]. Em um gráfico com escalas logarítmicas, a inclinação da reta é $-1/2$. Para energias acima de cerca de $1,5\text{eV}$, o gráfico apresenta picos de valores para a seção de choque de captura neutrônica conhecidos como ressonâncias.

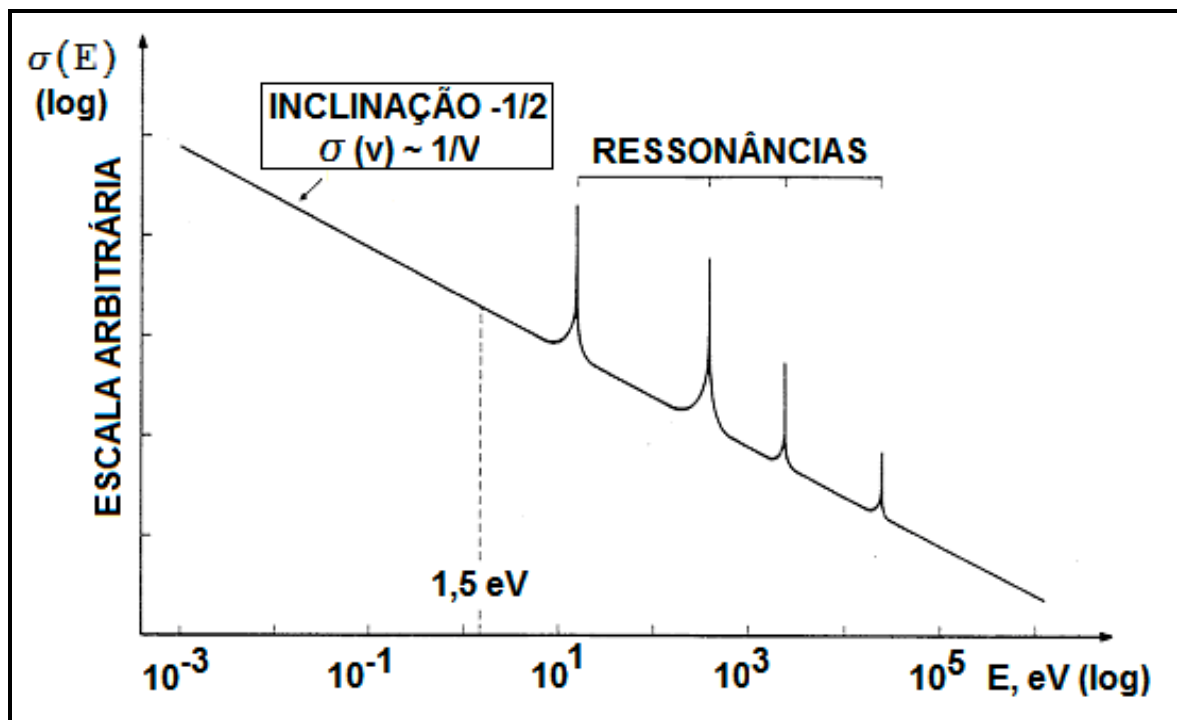


Figura 2.11 – Representação esquemática da seção de choque (n, γ) em função da energia [DE CORTE, 1986].

2.4 MEDIDAS DE FLUXO NO REATOR TRIGA IPR-R1

Esta seção é dedicada à revisão das medidas de fluxo já realizadas no TRIGA IPR-R1. Antes de dar início à revisão propriamente dita, serão introduzidos os conceitos de atividade radioativa e taxa de fluência. O ICRU, *International Commission on Radiation Units and Measurement*, é um órgão internacional, que desde 1925 trabalha no desenvolvimento de recomendações aceitáveis internacionalmente sobre quantidades e unidades de radiação e radioatividade, entre outros [ICRU, 1998].

Segundo o *Report 60* do ICRU, atividade é o número de desintegrações nucleares em um elemento radioativo por unidade de tempo. É medida em Becquerel (Bq), que corresponde a uma desintegração por segundo. A razão entre a atividade e a massa da substância que se desintegra é a atividade específica, medida em $\text{Bq}\cdot\text{g}^{-1}$.

A fluência é a razão entre o número de partículas em movimento que atravessa uma superfície esférica e a área desta superfície. A taxa de fluência é a razão entre a fluência e uma unidade de tempo. No caso de nêutrons, a taxa de fluência é geralmente medida em $\text{n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$. Na literatura, este termo também é conhecido por densidade de fluxo de nêutrons [ICRU, 1998].

A despeito das recomendações da ICRU, *Report 60*, neste trabalho foi utilizado o termo fluxo ao invés de taxa de fluência, em virtude de ser o termo fluxo mais empregado na literatura consultada.

Nas próximas seções, serão apresentados, em ordem cronológica, os trabalhos realizados no IPR-R1 relativos ao seu fluxo neutrônico. Estes trabalhos estão resumidos na Tabela 2.4.

Tabela 2.4 – Medidas e cálculos de fluxo no reator TRIGA IPR-R1.

AUTORES, ANO PUBLICAÇÃO	NÚCLEO*	DESCRIÇÃO	LOCAL**
SANTORO, 1975	3 ^a	Espectro de nêutrons intermediários e rápidos.	TC (1)
GUIMARÃES, 1985	4 ^a	Perfil axial do fluxo de nêutrons rápidos e térmicos.	Núcleo (7)
DALLE, 2005	6 ^a	Fluxo teórico térmico e total.	MG (40) e TC (axial)
MENEZES E JACIMOVIĆ, 2006	6 ^a	Fluxo térmico e epitérmico.	MG (5)
SOUZA, 2006	6 ^a	Fluxo térmico médio.	MG (40), TC (1)
FRANCO, 2006	6 ^a	Fluxo térmico e epitérmico.	MG (7), TC (1)
FERREIRA <i>et al.</i> , 2006	6 ^a	Estabilidade temporal da atividade induzida.	MG (40)
ZANGIROLAMI <i>et al.</i> , 2007	6 ^a	Perfil da atividade específica induzida	MG (39)

* Refere-se à n-ésima configuração do núcleo;

** O número entre parêntesis refere-se ao número de posições utilizadas pelo autor

2.4.1 Espectro de nêutrons rápidos e intermediários no TUBO CENTRAL

Para a terceira configuração do núcleo do IPR-R1, foi realizado um trabalho de determinação do espectro de nêutrons intermediários e rápidos em uma posição no TUBO CENTRAL do reator, através do método de ativação neutrônica [SANTORO, 1975]. Para obtenção do espectro de nêutrons intermediários foram realizadas 4 irradiações utilizando materiais de referência (detectores de ressonância) dos seguintes elementos: In, Au, Mn e Na. Para os experimentos de obtenção do espectro de nêutrons rápidos, foram feitas 7 irradiações de materiais de referência (detectores de limiar) irradiados sob cápsulas de cádmio de 1mm de espessura. Os materiais usados foram: Ni, Al, Np, Th e In. A Figura 2.12, mostra a configuração do núcleo à época e a posição analisada pelo autor está mostrada na Figura 2.13.

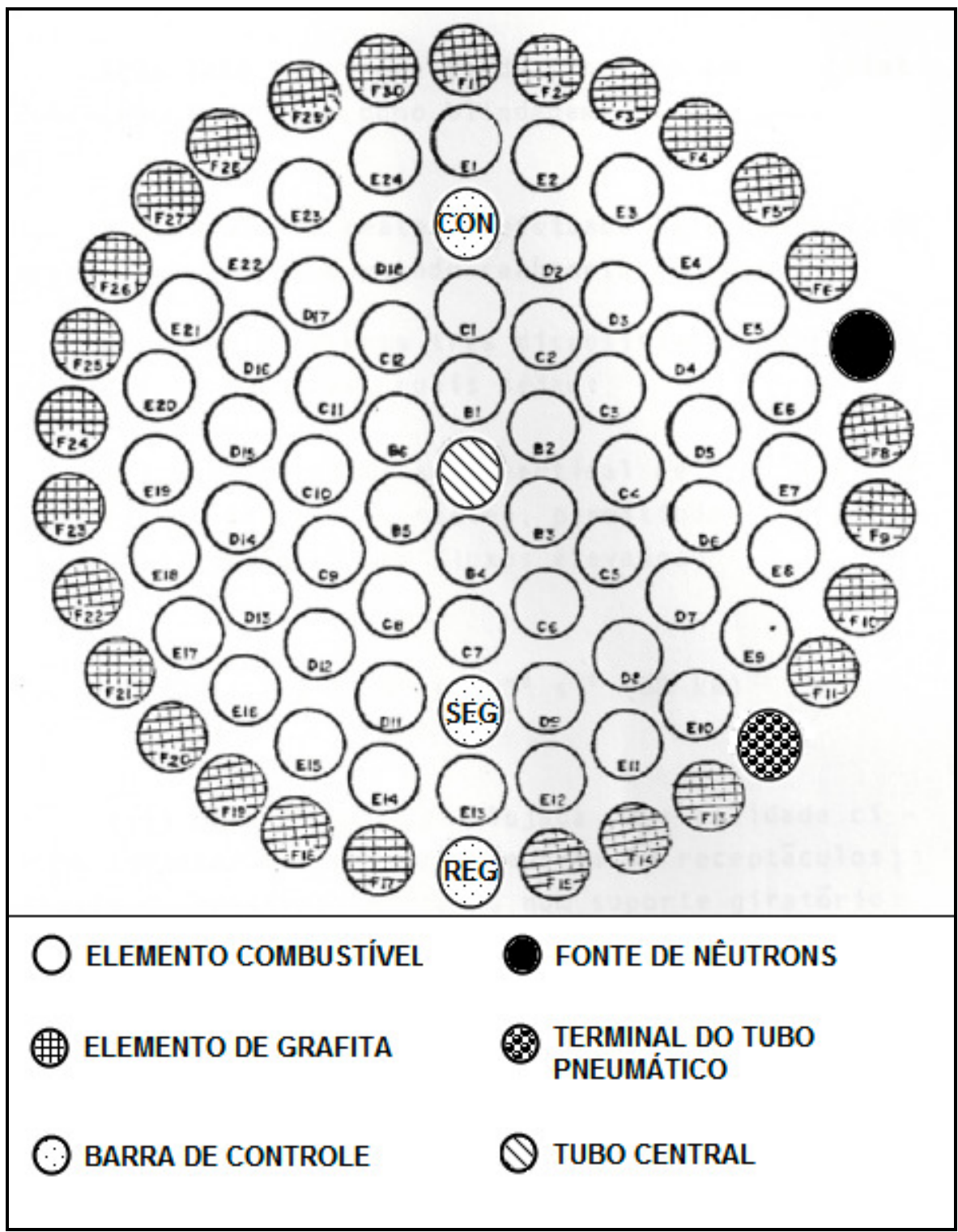


Figura 2.12 – Terceira configuração do núcleo do TRIGA IPR-R1 [SANTORO, 1975].

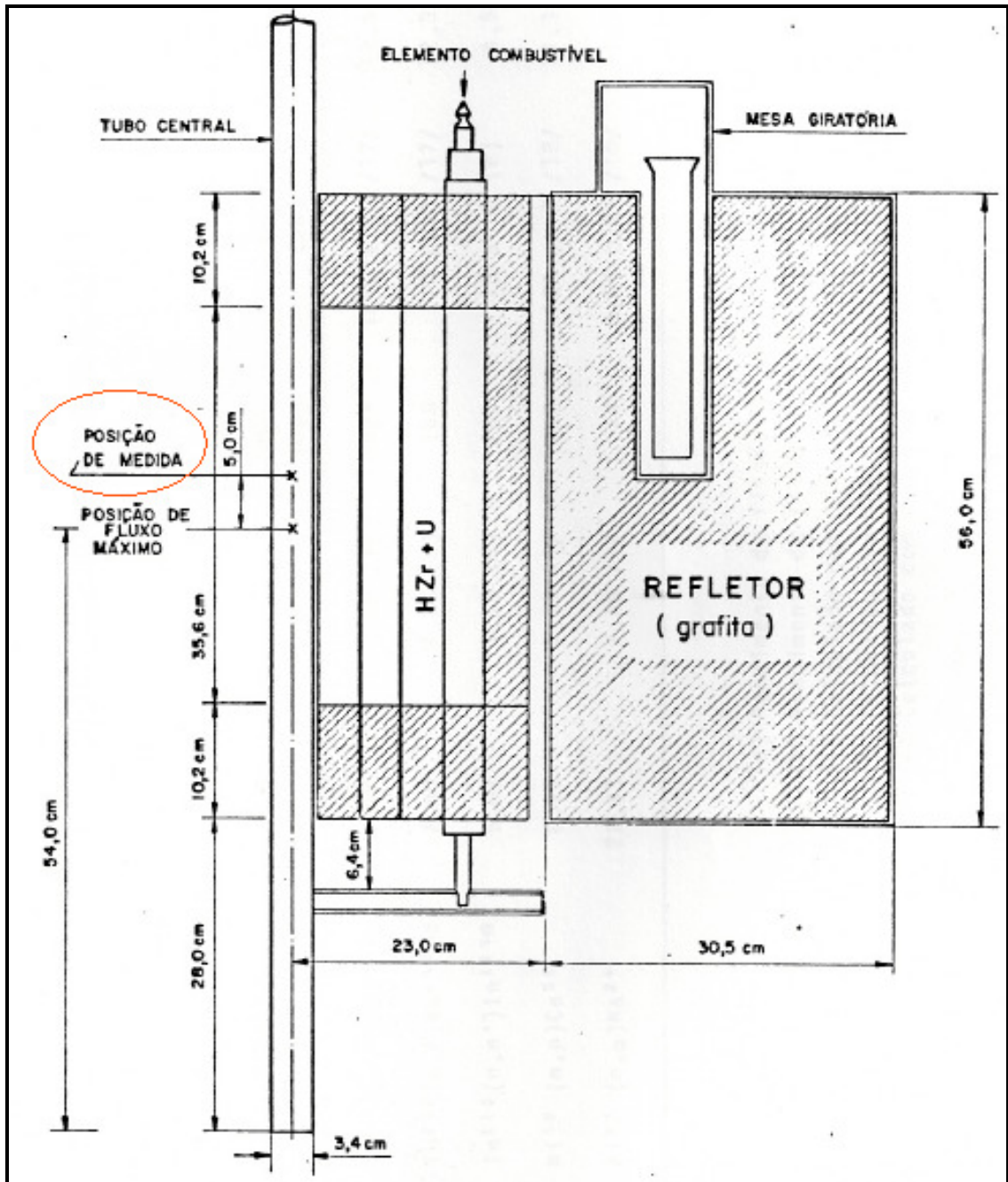


Figura 2.13 – Corte vertical do núcleo do IPR-R1, com indicação da posição das medidas [SANTORO, 1975].

Segundo Santoro (1975), o fluxo na posição de medida deverá ser representado por:

$$E > 1 \text{ MeV:} \quad \phi(E) = A.E^{1/2}.e^{-0,775.E} \quad (2.3)$$

$$3 \text{ keV} < E < 1 \text{ MeV:} \quad \phi(E) = (K / E).e^{1,45\sqrt{E}} + (A^* - 9,25 K).E^{1/2}.e^{-0,775.E} \quad (2.4)$$

Para um nível de potência nominal de 100kW, correspondente a um fluxo térmico de $(4,2 \pm 0,2) \times 10^{12} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$. Os parâmetros de intensidade são:

$$A = (1,9 \pm 0,1) \times 10^{12} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}.\text{MeV}^{-3/2};$$

$$A^* = (1,8 \pm 0,2) \times 10^{12} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}.\text{MeV}^{-3/2};$$

$$K = (4,1 \pm 0,6) \times 10^{11} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$$

2.4.2 Perfil axial de nêutrons rápidos e térmicos no núcleo do IPR-R1

Na quarta configuração do núcleo, foi realizada um trabalho, onde se obteve o perfil axial de nêutrons rápidos e térmicos em algumas posições do núcleo, através da técnica de ativação neutrônica [GUIMARÃES, 1985]. Foram realizadas medidas com sensores posicionados em eletrodos de aço inoxidável de 70 cm de comprimento, colocados em sete orifícios (de um total de 32) da placa superior, situados entre os elementos combustíveis, como mostra a Figura 2.14, de modo a se ter acesso ao interior do núcleo.

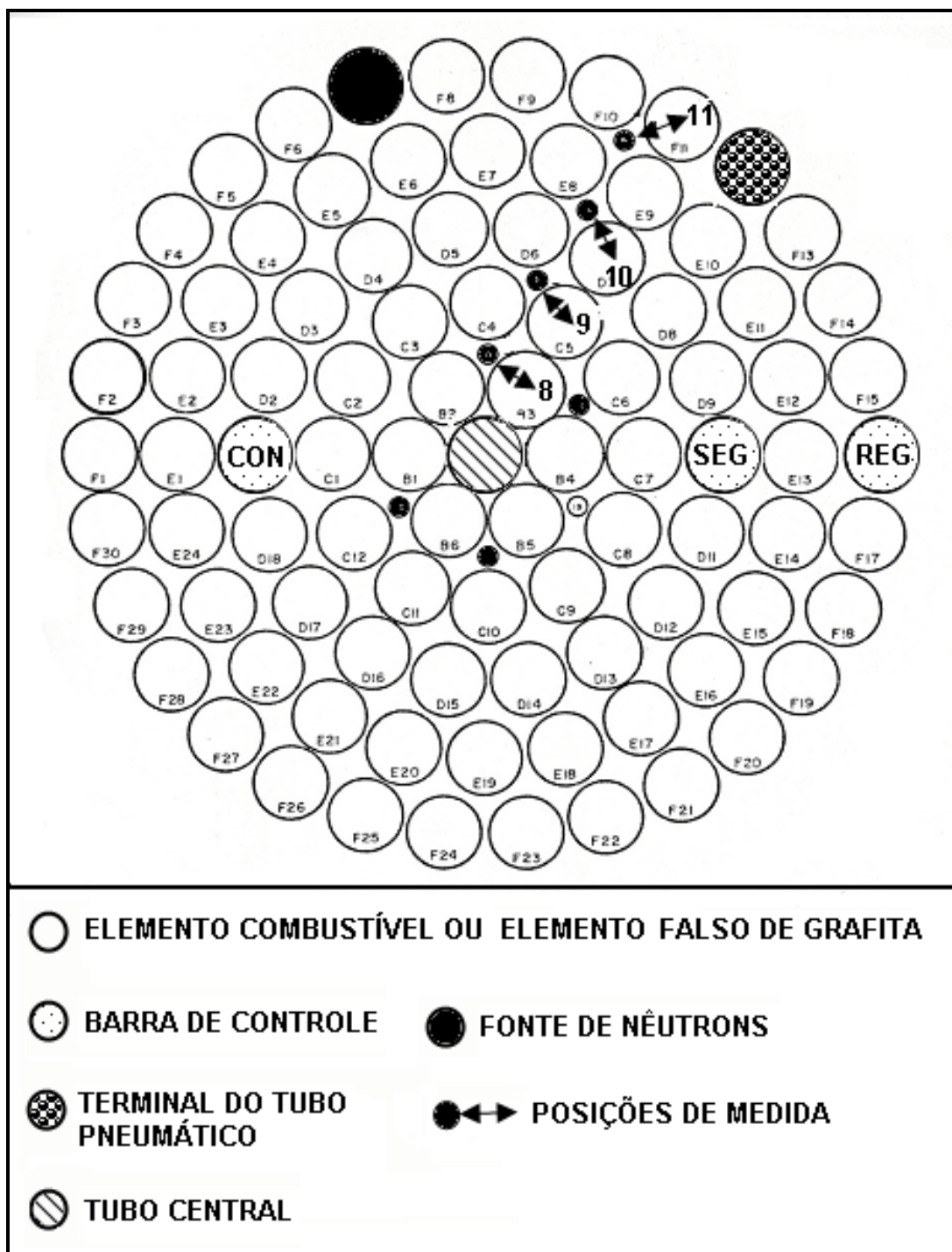


Figura 2.14 – Núcleo do IPR-R1, onde é mostrada a placa superior e as posições de medida [GUIMARÃES, 1985].

Para detecção da atividade induzida nos eletrodos utilizados no trabalho, foi utilizado um detector de Ge(Li) de alta resolução acoplado a um sistema mecânico de varredura (*gamma scanner*). A Figura 2.15 mostra alguns dos resultados obtidos pela autora.

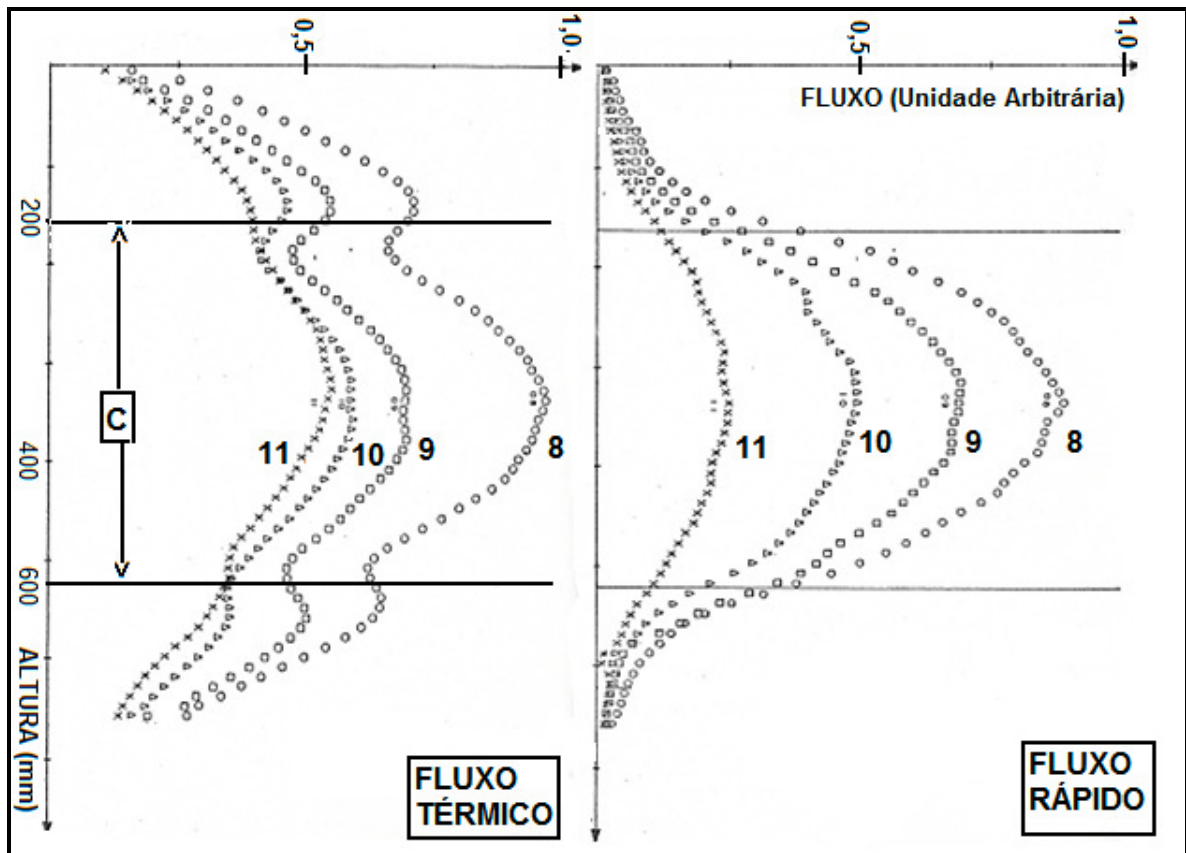


Figura 2.15– Comparação dos fluxos de nêutrons nas posições 8, 9, 10 e 11.
 C – representa o comprimento ativo do elemento combustível [GUIMARÃES, 1985].

2.4.3 Simulação do reator TRIGA IPR – R1 utilizando métodos de transporte por Monte Carlo

Os valores de fluxo para a sexta configuração do núcleo do IPR-R1, foram obtidos através do uso de três códigos computacionais: MCNP4B (transporte), ORIGEN2.1 (queima e decaimento radioativo) e MONTEBURNS (acoplamento transporte/queima), valores teóricos de fluxo térmico e total, a 250kW, calculados para algumas posições axialmente distribuídas na MESA GIRATÓRIA e no TUBO CENTRAL do IPR-R1 [DALLE, 2005].

A Figura 2.16 representa uma vista axial do modelo MCNP do IPR-R1, mostrando as posições (pequenos traços pretos horizontais) na MESA GIRATÓRIA e no TUBO CENTRAL em que o fluxo térmico e total, a 250kW, foram calculados. Como pode ser visto, as posições inferiores da MESA GIRATÓRIA, onde são feitas a maioria das irradiações neste dispositivo, teve seu valor de fluxo médio calculado, assim como a posição de máximo fluxo do TUBO CENTRAL.

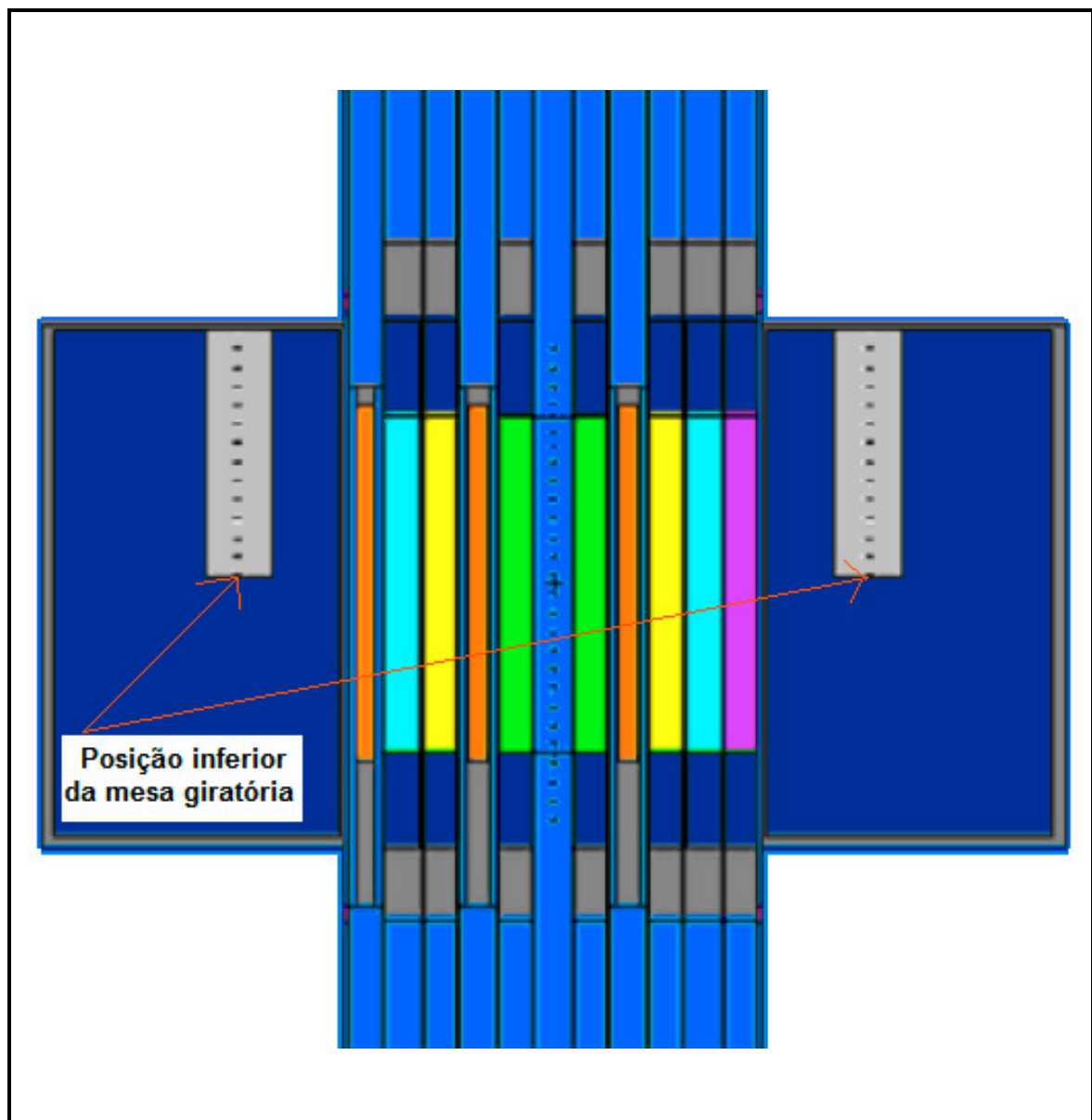


Figura 2.16 – Vista axial do modelo MCNP do IPR-R1 mostrando as posições em que os fluxos foram calculados para a MG e o TC [DALLE, 2005].

A Tabela 2.5 lista os valores de fluxo médio, calculados para a potência de 250kW, para as posições inferiores da MESA GIRATÓRIA e a posição central (de máximo fluxo) do TUBO CENTRAL.

Tabela 2.5 – Valores teóricos de fluxo em algumas posições da MG e do TC.

DISPOSITIVO	POSIÇÃO DE MEDIDA	FLUXO TÉRMICO A 250kW (n.cm ⁻² .s ⁻¹)	FLUXO TOTAL A 250kW (n.cm ⁻² .s ⁻¹)
MG	CAMADA INFERIOR	1,8x10 ¹²	2,4x10 ¹²
TC	CENTRO	1,3x10 ¹³	2,7x10 ¹³

Fonte: DALLE, 2005

2.4.4 Optimização do método paramétrico k_0 para ativação neutrônica instrumental, usando o TRIGA IPR-R1

Usando a atual configuração do núcleo do IPR-R1, foram realizados experimentos para atualização dos parâmetros α e f , necessários para aplicação do método paramétrico k_0 [MENEZES e JACIMOVIĆ, 2006]. O parâmetro α mede o desvio do fluxo epitérmico da distribuição ideal (1/E) e o parâmetro f mede a razão entre o fluxo térmico e epitérmico. A Tabela 2.6 apresenta os resultados dos autores para os parâmetros α e f e mostra também os valores do fluxo térmico (ϕ_{th}) e epitérmico (ϕ_{epi}) medidos em algumas posições (canais) de irradiação. Através de medidas da taxa de contagem específica normalizada de padrões de Al-Au (0,1%), irradiados ao longo de toda MESA GIRATÓRIA, foi obtido o perfil da atividade induzida para os padrões, apresentado na Figura 2.17. Os resultados apresentados para o perfil da atividade induzida se referem a uma única irradiação no IPR-R1, com duração de 3 horas, a 100kW de potência.

Tabela 2.6 – Parâmetros α e f e fluxo de nêutrons do IPR-R1, determinados para alguns canais da MESA GIRATÓRIA.

POSIÇÃO DE IRRADIAÇÃO	f	α	$\phi_h \times 10^{11}$ (n.cm ⁻² .s ⁻¹)	$\phi_{epi} \times 10^{10}$ (n.cm ⁻² .s ⁻¹)
3	22,02	0,0010	6,55	2,97
7	22,32	-0,0022	6,35	2,85
10	20,65	0,0033	5,99	2,90
25	22,93	-0,0087	6,45	2,81
40	20,44	0,0197	6,16	3,01
Média	21,67±1,08	0,0026±0,011	6,30	2,91
Valor Médio anterior na MG (1995)	24,2±2	0,0250±0,0020	6,00	2,50

Fonte: MENEZES e JACÍMOVIĆ, 2006

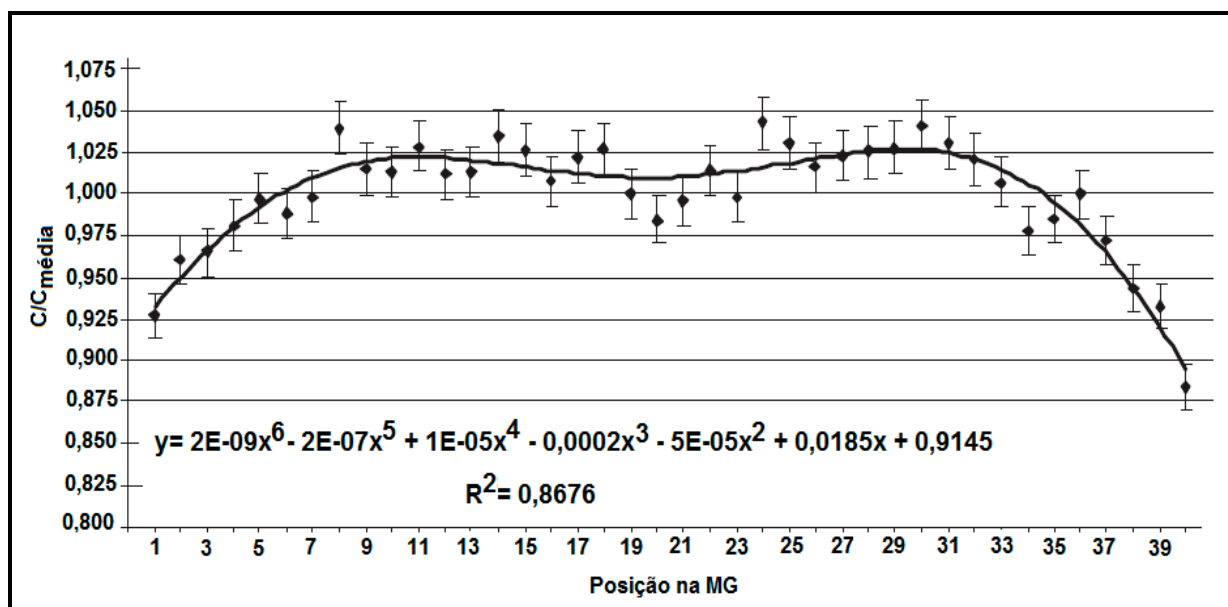


Figura 2.17 – Taxa de contagem específica normalizada de padrões ¹⁹⁸Au, irradiados nos canais da MESA GIRATÓRIA [MENEZES e JACÍMOVIĆ, 2006].

2.4.5 Medidas de fluxo térmico nos terminais de irradiação do reator IPR-R1

Usando a configuração atual do núcleo, foram realizados experimentos para medida do fluxo térmico médio, na MESA GIRATÓRIA e no TUBO CENTRAL na posição de fluxo máximo, para 6 níveis de potência do IPR-R1, entre 20 a 250kW [SOUZA, 2006]. Para isto foram irradiadas folhas de ouro e cobalto, nuas e cobertas com cádmio. A análise do material irradiado foi feita usando espectrômetros gama com detectores de HPGe. A perturbação do fluxo pelo material absorvedor (cádmio), a depressão do fluxo pelas folhas absorvedoras e o efeito de auto-blindagem foram considerados. Os resultados obtidos pelo autor estão apresentados na Figura 2.18 e na Tabela 2.7.

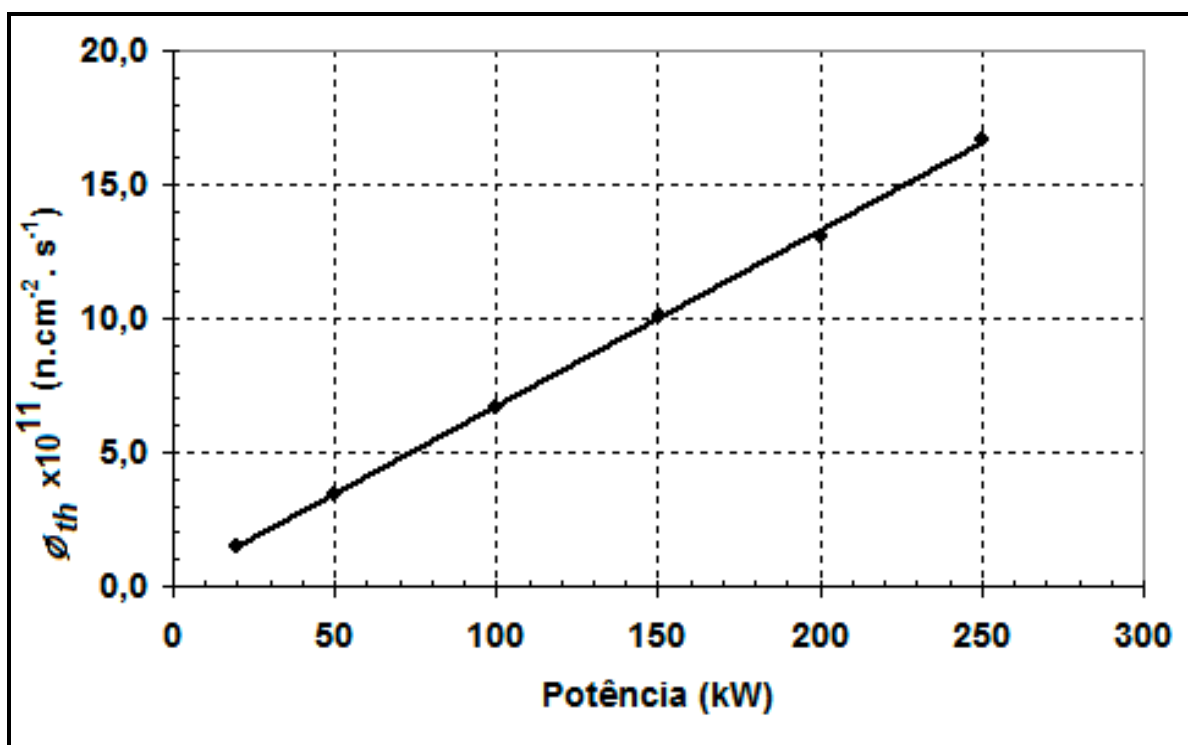


Figura 2.18. Fluxo de nêutrons térmicos na MESA GIRATÓRIA para vários níveis de potência [SOUZA, 2006].

**Tabela 2.7 – Fluxo de nêutrons térmicos
no TUBO CENTRAL.**

Potência (kW)	$\phi_{th} \times 10^{12} (\text{n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1})$
100	$4,1 \pm 0,3$
250	$8,8 \pm 0,5$

Fonte: SOUZA, 2006

2.4.6 Avaliação temporal do fluxo neutrônico no TRIGA IPR-R1

No Laboratório de Análise por Ativação Neutrônica do CDTN/CNEN, é aplicado rotineiramente o método paramétrico k_0 mono padrão, para análise de radionuclídeos produzidos nas irradiações da MESA GIRATÓRIA do IPR-R1 [MENEZES *et al.*, 2003]. Neste método, três padrões de sódio são irradiados em posições aleatórias da MESA GIRATÓRIA, simultaneamente com as amostras, em experimentos para determinação de radionuclídeos de meia-vida média e longa, ou três padrões de sódio são irradiados na posição número 40, posição de admissão de amostras, em experimentos para determinação de radionuclídeos de meia-vida curta. Em 2006 foi realizado um trabalho onde se analisou a atividade específica induzida (A_{101}) em 521 destes padrões de sódio, irradiados entre os anos de 2002 e 2006 [FERREIRA *et al.*, 2007]. Os resultados apresentados nas Figuras 2.19 e 2.20, mostram a grande estabilidade (flutuação de 4%) do fluxo de nêutrons, a 100kW, no período analisado de 5 anos.

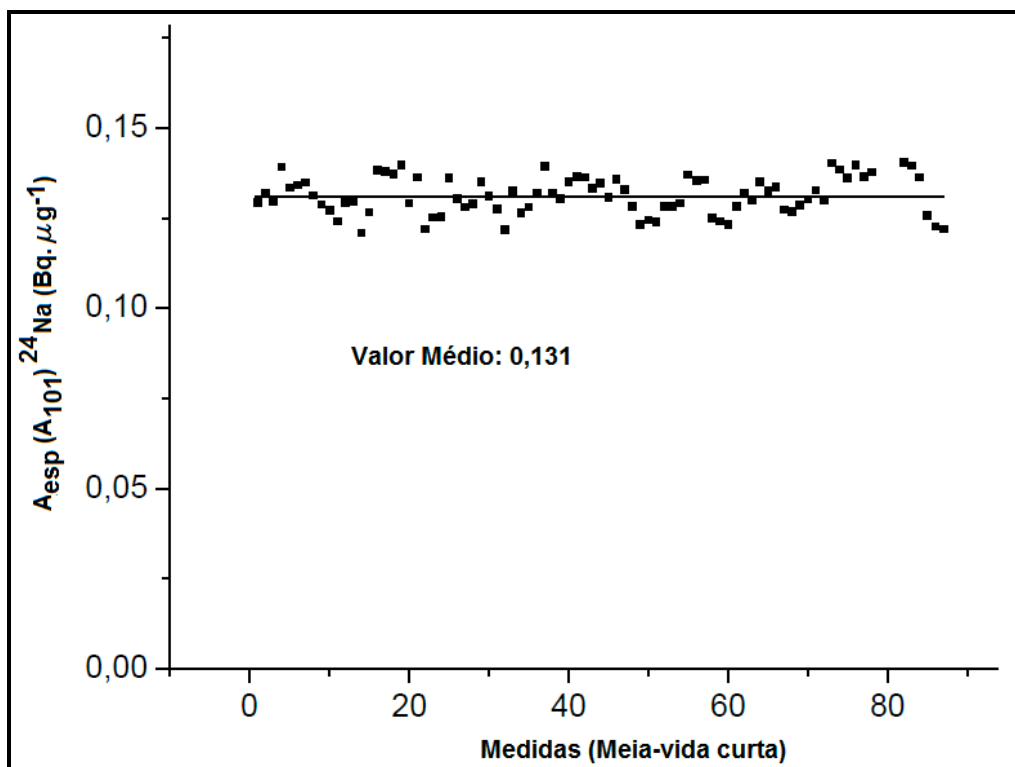


Figura 2.19 - $A_{\text{esp}}(A_{101})$ em padrões de Na , usados nos experimentos de AAN, para análise de radionuclídeos de meia vida curta [FERREIRA *et al.*, 2007].

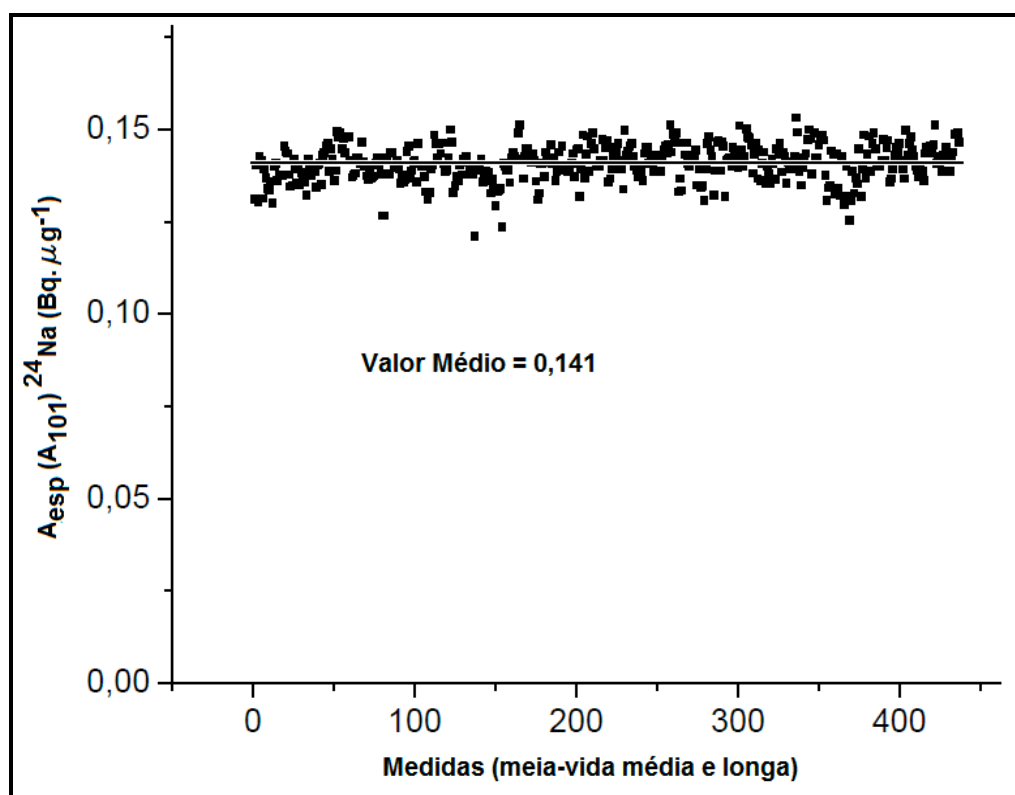


Figura 2.20 - $A_{\text{esp}}(A_{101})$ em padrões de Na , usados nos experimentos de AAN, para análise de radionuclídeos de meia vida média e longa [FERREIRA *et al.*, 2007]

2.4.7 Fluxo neutrônico na MESA GIRATÓRIA do TRIGA IPR-R1

Usando a configuração atual do núcleo, foram realizadas em 2006 e 2007, 4 irradiações para medidas de atividade específica induzida em padrões de ouro líquido ($10,82 \mu\text{g.mL}^{-1}$) irradiados em 39 posições na MESA GIRATÓRIA do IPR-R1 [ZANGIROLAMI *et al.*, 2007].

A Figura 2.21 mostra os resultados obtidos para esta série de quatro irradiações. A linha contínua nos gráficos é um ajuste polinomial de sexta ordem, utilizados para se comparar estes resultados com os de MENEZES e JACÍMOVIĆ (2006).

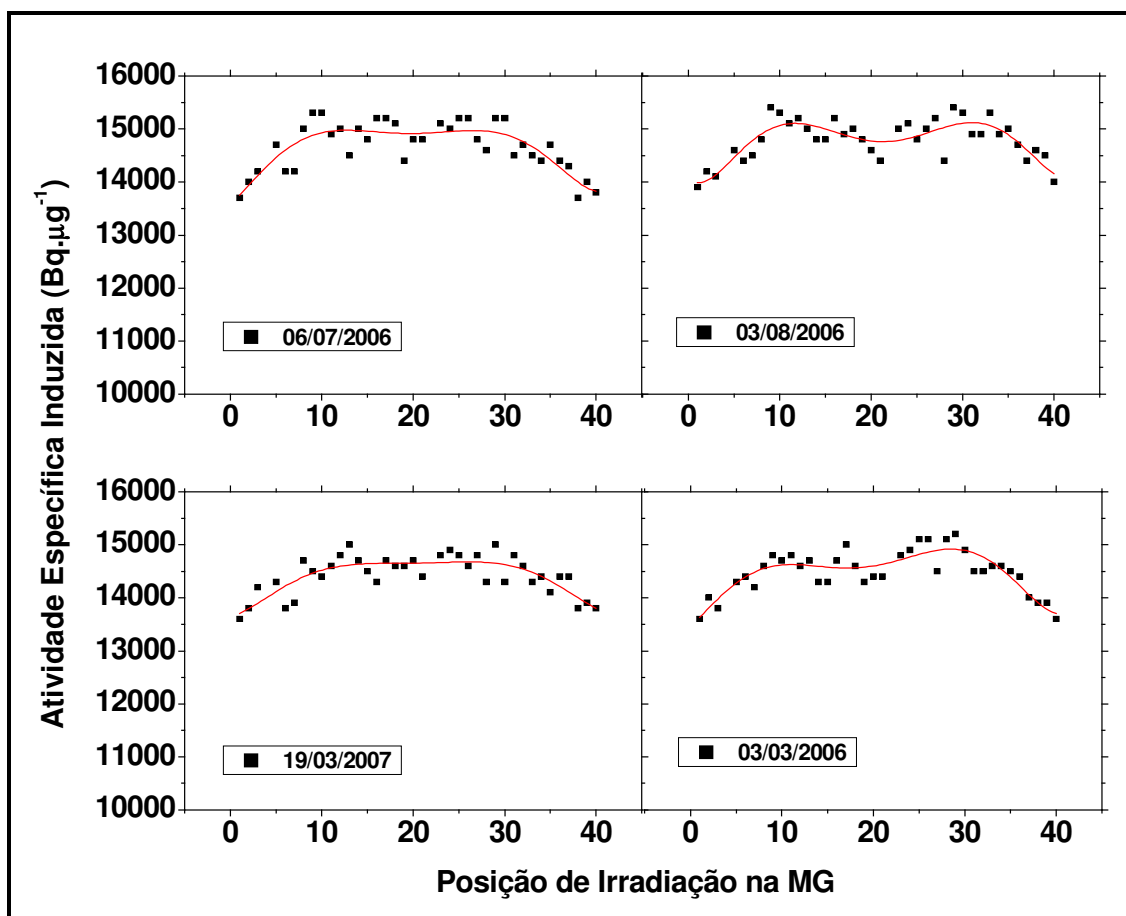


Figura 2.21 – A_{esp} para os padrões de ouro em quatro medidas distintas [ZANGIROLAMI *et al.*, 2007].

Os resultados mostraram que a atividade específica induzida varia entre as posições da mesa formando um perfil característico, em concordância com o trabalho de MENEZES e JACIMOVIĆ (2006). As variações encontradas no valor de atividade entre as posições individuais da mesa e também as diferenças encontradas entre uma irradiação e outra motivaram o autor a fazer novas medidas, o que resultou no presente trabalho. As maiores variações encontradas para a atividade específica induzida nos padrões de ouro nas quatro medidas experimentais, relativas ao valor médio, foram de +5,5% para o valor máximo e de -7,4% para o valor mínimo, ou uma variação entre o máximo e o mínimo de cerca de 13%. O desvio padrão das médias das medidas na mesa foi de 1,3%.

2.4.8 Levantamento de parâmetros nucleares do reator TRIGA IPR-R1

Também usando a atual configuração do núcleo, foi realizado um trabalho que teve como objetivo determinar vários parâmetros do IPR-R1, entre eles o fluxo térmico e epitérmico em algumas das posições da MESA GIRATÓRIA (parada e em movimento) e no TUBO CENTRAL (posição de máximo fluxo), visando à aplicação da técnica de ativação neutrônica paramétrica k_0 [FRANCO, 2006]. Na determinação dos parâmetros foram usadas soluções de Au, Lu e Zr. A Tabela 2.8 mostra os resultados obtidos para os valores de fluxo no IPR-R1.

Tabela 2.8 – Parâmetros determinados no reator TRIGA IPR R1

LOCAL DE IRRADIAÇÃO	$\phi_h \times 10^{11} (\text{n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1})$	$\phi_{epi} \times 10^{10} (\text{n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1})$
MG29	5,91	2,49
MG30	5,66	2,33
MG31	5,96	2,46
MG32	5,82	2,32
MG33	5,66	2,87
MG34	5,67	2,54
MG35	5,80	2,35
MG36	5,95	2,55
Média	$5,80 \pm 0,13$	$2,49 \pm 0,18$
LOCAL DE IRRADIAÇÃO	$\phi_h \times 10^{12} (\text{n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1})$	$\phi_{epi} \times 10^{11} (\text{n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1})$
Média TC	$2,85 \pm 0,08$	$1,39 \pm 0,53$

Fonte: FRANCO, 2006

A Tabela 2.9, mostra um resumo das medidas de fluxo citadas para efeito de comparação. Os valores listados para DALLE (2005), que calculou valores de fluxo para a potência de 250kW, são valores estimados para a potência de 100kW, baseado no trabalho de SOUZA (2006), onde é mostrado que o fluxo térmico é proporcional à potência do IPR-R1.

Tabela 2.9 – Comparativo de medidas e cálculos de fluxo na MG e TC no IPR-R1.

AUTOR	$\phi_{epi} \times 10^{10}$ (n.cm ⁻² .s ⁻¹) NA MG (*)	$\phi_{th} \times 10^{11}$ (n.cm ⁻² .s ⁻¹) NA MG (*)	$\phi_{epi} \times 10^{11}$ (n.cm ⁻² .s ⁻¹) NO TC (MÁXIMO)	$\phi_{th} \times 10^{12}$ (n.cm ⁻² .s ⁻¹) NO TC (MÁXIMO)
DALLE (2005)		7,2(**)		5,2(**)
MENEZES E JACIMOVIĆ (2006)	2,91	6,3		
SOUZA (2006)		6,6 ± 0,4		4,10
FRANCO (2006)	2,7 ± 0,4	5,9 ± 1,0	1,6 ± 0,4	2,9 ± 1,0

(*) – valor médio ;

(**) valor teórico estimado para 100kW;

2.5 ANÁLISE POR ATIVAÇÃO NEUTRÔNICA

Em um reator nuclear, como o TRIGA IPR-R1, as amostras colocadas nos terminais de irradiação ficam expostas a um fluxo de nêutrons, característico daquele terminal. Dentre os tipos de interação entre os nêutrons no terminal de irradiação e os núcleos dos elementos presentes na amostra, está, como visto anteriormente, a captura neutrônica.

A taxa de reação por núcleo alvo, R , do radioisótopo formado é dada por [DE CORTE, 1986]:

$$R = \int_0^{\infty} \sigma(E) \phi'(E) dE \quad (2.5)$$

onde:

E é a energia do nêutron [eV];

$\sigma(E)$ é a seção de choque (n, γ) do núcleo alvo [cm²];

$\phi'(E)$ é o fluxo por unidade de intervalo de energia [cm⁻².s⁻¹.eV⁻¹].

A Figura 2.22 mostra a seção de choque de captura neutrônica do ¹⁹⁷Au. Pode-se notar uma região em que $\sigma(E)$ é proporcional a $1/\sqrt{E}$. Como a energia do nêutron é proporcional a v^2 , temos que nesta região “ $\sigma(E)$ ” é proporcional a “ $1/v$ ”. A região seguinte apresenta vários picos de ressonância sobrepostos.

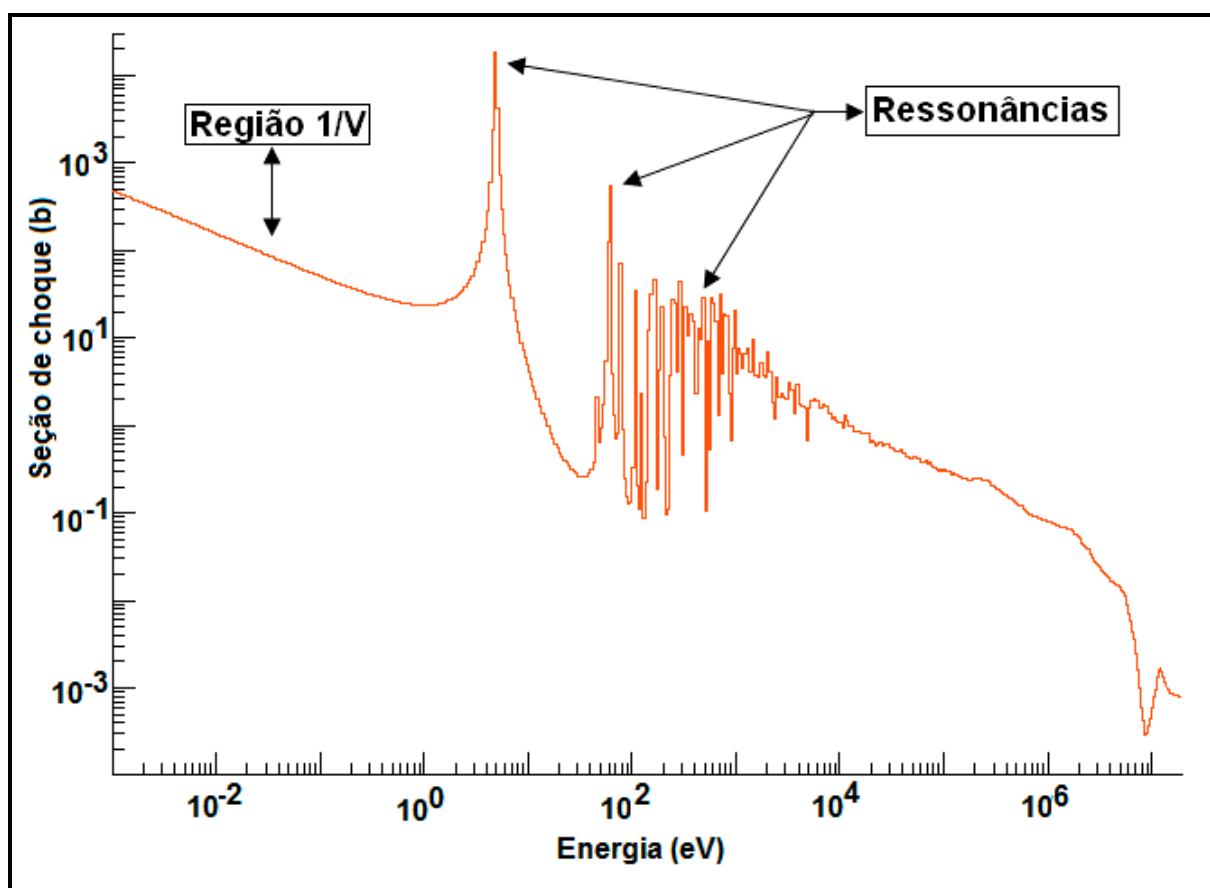


Figura 2.22 – Seção de choque (n, γ) do ¹⁹⁷Au em função da energia [KAERI, 2009].

A Figura 2.23 representa o espectro típico de nêutrons em um reator térmico, como o TRIGA IPR-R1.

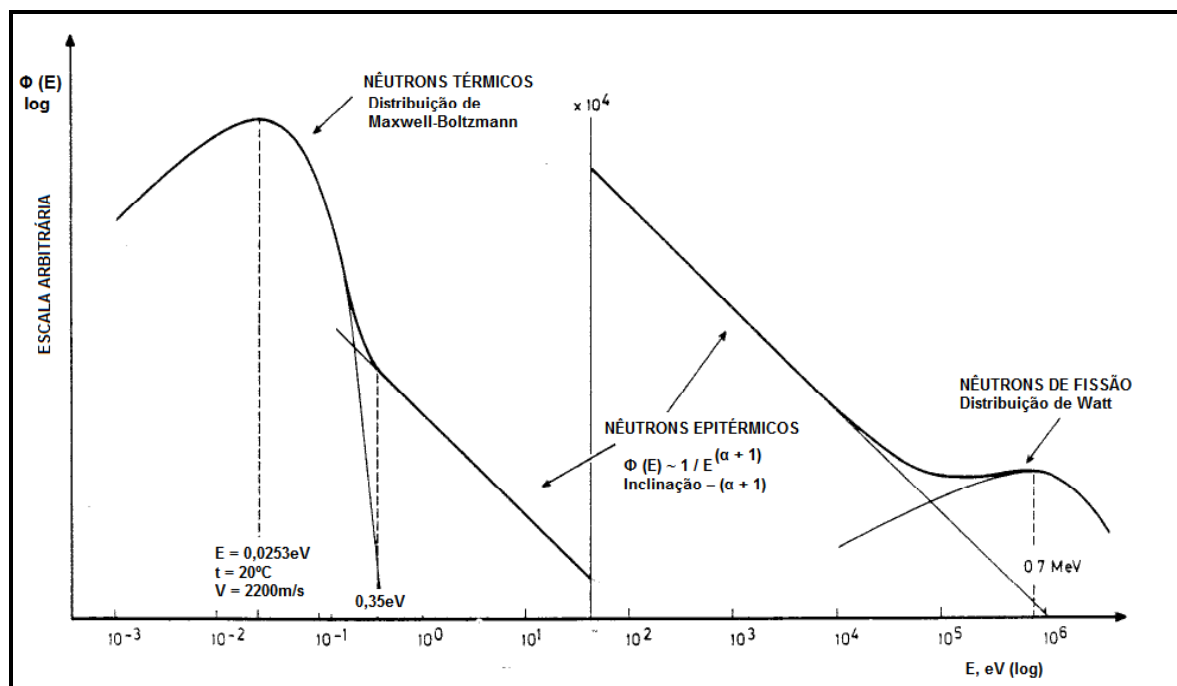


Figura 2.23 – Representação da distribuição do fluxo em função da energia em um reator térmico [DE CORTE, 1986].

O espectro da Figura 2.23 pode ser dividido em três regiões. A primeira delas, uma região de baixa energia, é constituída de nêutrons moderados, em equilíbrio térmico com o local em que estão. Esta região é matematicamente descrita como uma distribuição de Maxwell-Boltzmann e tem um máximo em 0,0243eV, para uma temperatura de 20°C. Esta energia corresponde a uma velocidade do nêutron de 2200m.s⁻¹ [AIEA, 1970; DE CORTE, 1986].

Uma região intermediária, chamada de epitérmica, em que os nêutrons estão ainda em processo de moderação, com início de cerca de 0,35eV e se estendendo até cerca de (10⁴ – 10⁵) eV. O fluxo de nêutrons em um caso ideal é proporcional a 1/E. Em casos reais o fluxo de nêutrons é proporcional a 1/E^(α + 1), sendo “α” o desvio da distribuição ideal 1/E [AIEA, 1970; DE CORTE, 1986].

A ultima região corresponde ao espectro de fissão, visto anteriormente na Figura 2.8. Tem um máximo em cerca de 0,7MeV e pode ser matematicamente descrito pela distribuição

de Watt. Nesta faixa de energia a seção de choque de captura neutrônica, como visto nas Figuras 2.11 e 2.22, é pequena de modo que na prática se despreza a contribuição destes nêutrons para o processo de ativação neutrônica de amostras [AIEA, 1970; DE CORTE, 1986].

Pode-se notar que as funções $\sigma(E)$ e $\phi(E)$ são dependentes da interação do nêutron incidente com o núcleo alvo e do local de irradiação. Na prática, adotam-se certas regras, baseadas em determinadas características da interação nêutron-núcleo alvo, para determinação da integral da equação 2.5. Este conjunto de regras é conhecido na literatura por “formalismo” ou “convenção”, dentre os quais podemos destacar os de Høgdahl [HØGDAHL, 1962], utilizado neste trabalho e o de Wescott [DE CORTE, 1986; FRANCO, 2006].

2.5.1 Convenção de Høgdahl

A convenção de Høgdahl, considera o conceito da energia de corte do cádmio. O elemento cádmio natural possui 8 isótopos, sendo 5 radioativos. Destes o ^{113}Cd com uma abundância relativa de 12,22% apresenta uma alta seção de choque de captura para nêutrons com energia abaixo de cerca de 0,55eV e baixa seção de choque de captura para nêutrons com energia acima desta energia.

A Figura 2.24 mostra a seção de choque de captura neutrônica do elemento cádmio com uma transição brusca na energia de 0,55eV e que é devida justamente à ressonância do ^{113}Cd nesta energia. Este valor é referenciado na literatura como energia de corte do cádmio.

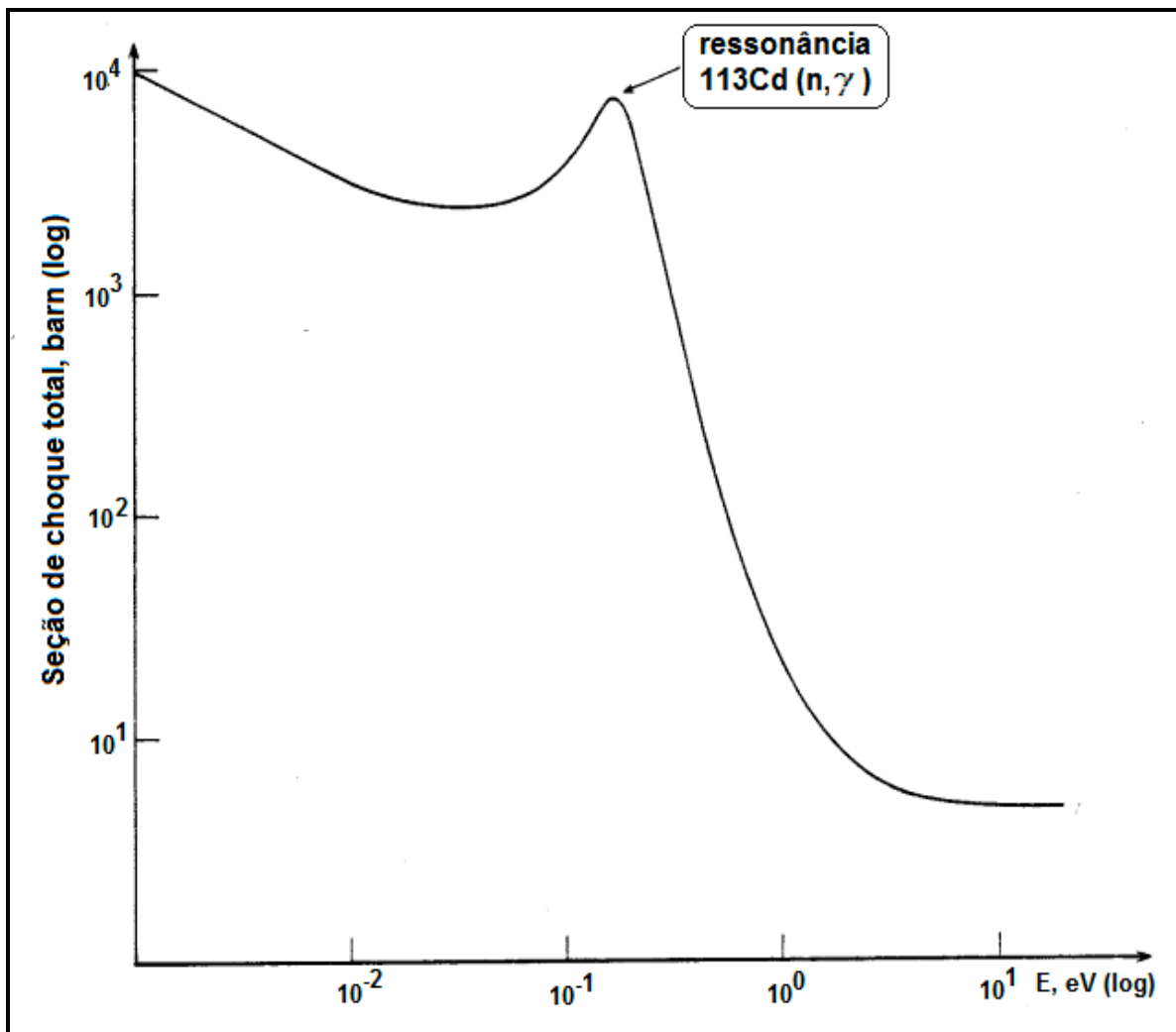


Figura 2.24 – Seção de choque total do Cd em função da energia do nêutron [DE CORTE, 1986].

Quando irradiamos um nuclídeo dentro de uma cápsula de cádmio, a taxa de reação para nêutrons de baixa energia, é muita baixa, pois o cádmio absorve quase todos os nêutrons incidentes (subcádmio), devido à sua alta seção eficaz total para estes nêutrons, como mostra a Figura 2.24. Em um caso ideal, o cádmio funciona como um filtro perfeito, bloqueando todos os nêutrons com energia abaixo de certo valor e transmitindo todos os demais (epicádmio). A Figura 2.25 ilustra este comportamento.

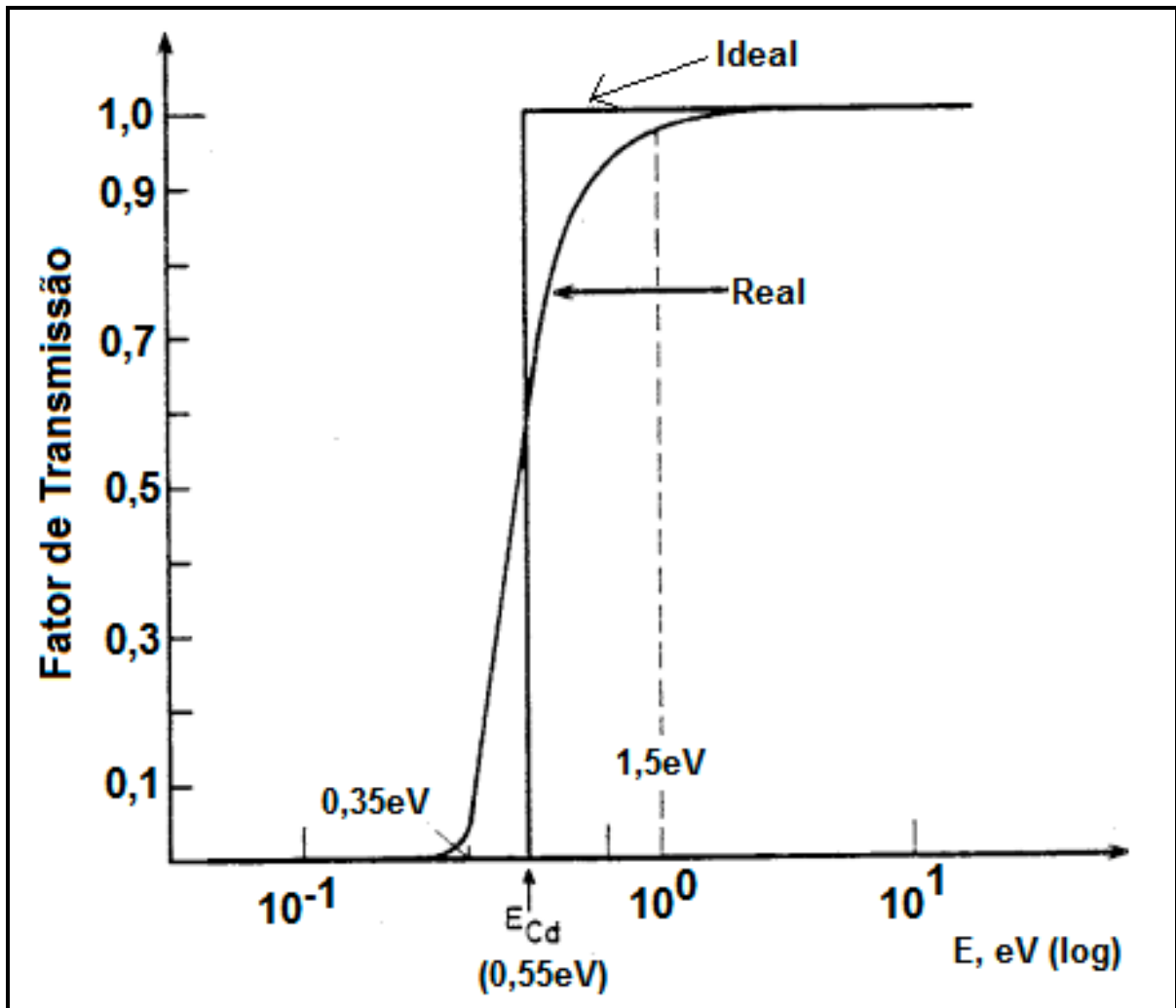


Figura 2.25 – Fatores de transmissão ideal e real do cádmio [DE CORTE, 1986].

O valor da energia de corte do cádmio é de cerca de 0,55eV, os nêutrons absorvidos , correspondem a nêutrons térmicos e os transmitidos a nêutrons epitérmicos.

Irradiando um elemento como o ^{197}Au em uma cápsula de cádmio de cerca de 1mm de espessura e adotando o conceito da energia de corte do cádmio, a equação 2.5 pode ser dividida em dois termos, representação esta conhecida como convenção de Høgdahl [HØGDAHL, 1962]:

$$R = \int_0^{v_{Cd}} \sigma(v) \phi'(v) dv + \int_{E_{Cd}}^{\infty} \sigma(E) \phi'(E) dE \quad (2.6)$$

onde ,

R é a taxa de reação por núcleo alvo, do radioisótopo formado, [s^{-1}];

E_{Cd} é a energia de corte do cádmio, cerca de 0,55eV ;

V_{Cd} é a velocidade do nêutron à energia E_{Cd} , [$cm.s^{-1}$];

$\sigma(v)$ seção de choque (n, γ) à velocidade do nêutron, v , [cm^2];

$\phi'(v)$ fluxo de nêutrons por unidade de velocidade, [cm^{-3}], à velocidade do nêutron, v ;

E é a energia do nêutron incidente [eV];

$\sigma(E)$ é seção de choque (n, γ) do núcleo alvo [cm^2] à energia do nêutron E ;

$\phi'(E)$ é o fluxo por unidade de intervalo de energia [$cm^{-2}.s^{-1}.eV^{-1}$] à energia do nêutron E .

Das considerações feitas anteriormente sobre:

- comportamento da seção de choque (n, γ) do nuclídeo alvo em função da energia do nêutron incidente;
- do espectro típico de nêutrons em um reator térmico, como o IPR-R1;
- do comportamento do fluxo de nêutrons em nuclídeos irradiados sob cápsulas de cádmio, podemos escrever a equação 2.6 como [AIEA, 1987; DE CORTE, 1986]:

$$R = R_{th} + R_{epi} = (\phi_{th} \sigma_{th} + \phi_{epi} I_R) \quad (2.7)$$

onde,

$R_{th} = \phi_{th} \cdot \sigma_{th}$ é a taxa de reação induzida por nêutrons com energia até E_{Cd} (térmicos), [s^{-1}];

$R_{epi} = \phi_{epi} \cdot I_R$ é a taxa de reação induzida por nêutrons com energia acima de E_{Cd} (epitérmicos), [s^{-1}];

σ_{th} é a seção de choque média de captura radioativa para nêutrons com energia até E_{Cd} (térmica) do núcleo alvo, [cm^2];

ϕ_{th} e ϕ_{epi} são as taxas médias (térmicas e epitérmicas) , respectivamente, de fluxo de nêutrons, no local onde a amostra está inserida, [$n.cm^{-2}.s^{-1}$];

I_R é a integral de ressonância de captura radioativa para um espectro epitérmico $1/E$ do núcleo alvo, [cm^2].

Os valores de σ_{th} e I_R , para o ^{197}Au , adotados internacionalmente são [MUGHABGHAB, 2003]:

$$\sigma_{th} = (98,65 \pm 0,09) \times 10^{-24} \text{cm}^2$$

$$I_R = (1550 \pm 28) \times 10^{-24} \text{cm}^2$$

2.5.2 Atividade induzida

Quando do processo de ativação neutrônica, a atividade induzida será o resultado entre a diferença entre os processos de formação do nuclídeo radioativo e do decaimento do elemento formado em outro não radioativo (estável). A Figura 2.26 ilustra este processo. No início da irradiação, a atividade cresce não linearmente com o tempo e tende para um valor denominado atividade de saturação. Isto ocorre porque no início a taxa de formação é maior que a taxa de desintegração do nuclídeo formado. Com o tempo elas tendem a se igualar e a atividade induzida não mais aumentaria. Na prática, com um tempo de irradiação em torno de 4 meia-vida ($T_{1/2}$) do nuclídeo formado, se atinge cerca de 94% da atividade de saturação.

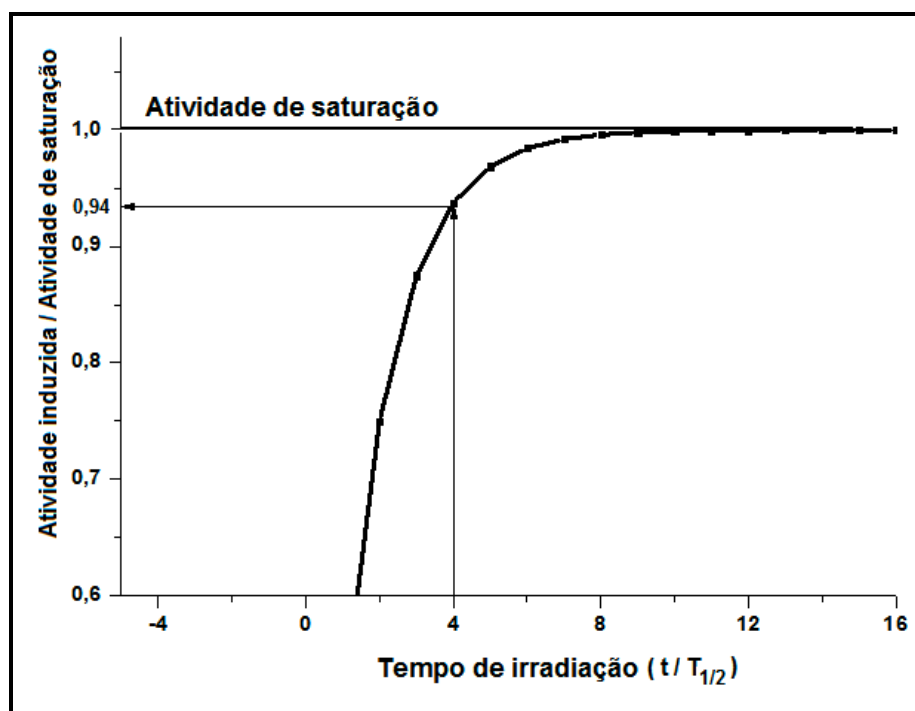


Figura 2.26 – Representação da atividade induzida em uma amostra irradiada por um fluxo de nêutrons.

A equação geral da atividade induzida é dada pela equação 2.8 [FERREIRA e KASTNER, 2005]:

$$A_t = NR(1 - e^{-\lambda t}) \quad (2.8)$$

onde:

A_t é a atividade induzida em uma amostra irradiada durante o intervalo de tempo t , [Bq];

N é o número de núcleos alvos na amostra;

R é a taxa de reação por núcleo alvo, do radioisótopo formado, [s^{-1}];

λ é a constante de decaimento do nuclídeo formado, [s^{-1}];

$(1 - e^{-\lambda t_{irr}})$ é conhecido como Fator de Saturação (S) e tende para 1 quando t tende para infinito.

Baseado na equação 2.8 e na convenção de Høgdahl, equação 2.7, a atividade induzida por um fluxo de nêutrons em uma amostra, A_0 , no final do tempo de irradiação t_{irr} , é dada por:

$$A_0 = N(\phi_{th}\sigma_{th} + \phi_{epi}I_R)(1 - e^{-\lambda t_{irr}}) \quad (2.9)$$

Portanto, a atividade de saturação, limite de A_0 , quando t_{irr} tende para infinito, será dada por:

$$A_s = N(\phi_{th}\sigma_{th} + \phi_{epi}I_R) \quad (2.10)$$

2.5.3 Espectrometria gama

A análise por espectrometria gama, consiste em se utilizar um conjunto de *hardware* e *software*, que vão obter dados da taxa de desintegração do radioisótopo formado (atividade), caracterizando os fótons gama emitidos através da obtenção de um espectro gama.

Para determinarmos a atividade induzida ao final da irradiação, as amostras são levadas para um sistema de espectrometria gama, para contagem. A Figura 2.27 mostra as 3 fases do processo a que são submetidas as amostras irradiadas:

- uma fase de ativação, do tempo $t = 0$ até $t = t_{irr}$;
- uma fase de decaimento, do tempo $t = t_{irr}$ até $t = t_1$;
- a fase de contagem, do tempo $t = t_1$ até $t = t_2$.

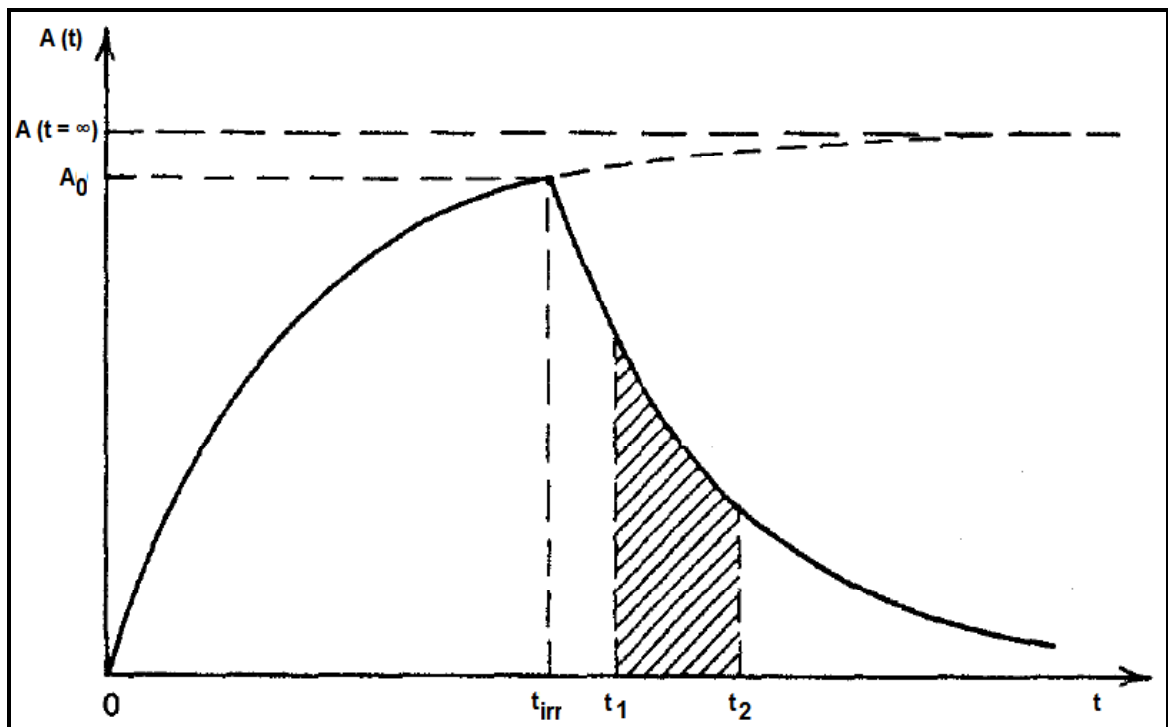


Figura 2.27 – Representação da atividade induzida, seguida de decaimento, em uma amostra irradiada por um fluxo de nêutrons [KNOLL, 1979].

A Figura 2.28 mostra um espectro típico obtido na fase de contagem da amostra irradiada.

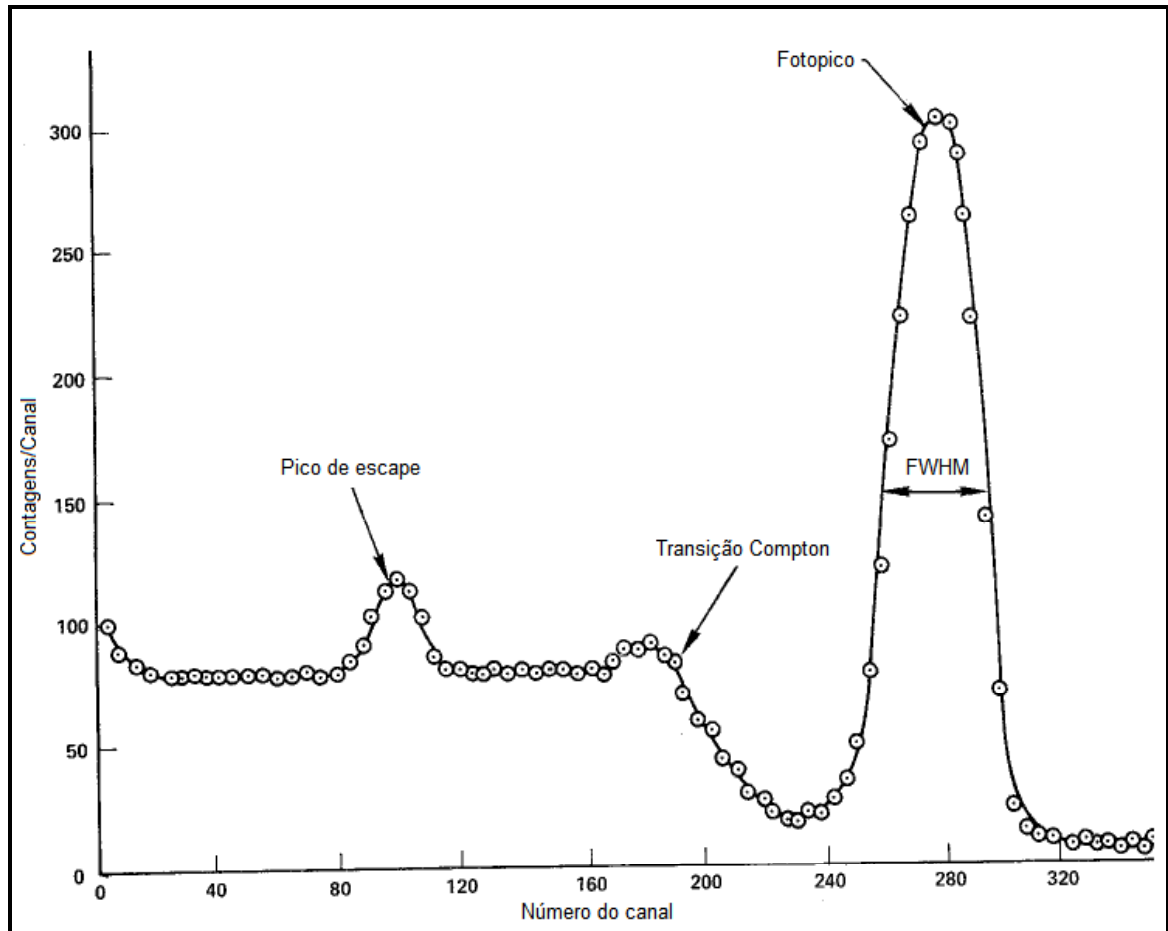


Figura 2.28 – Representação de um espectro típico obtido de um emissor gama [ORTEC, 1984].

O dado de interesse a ser obtido do gráfico da Figura 2.28 é a área sob o fotopico correspondente ao fóton a ser analisado. O *software* do sistema fornece a área total sob o fotopico de interesse, com a incerteza associada. Para o caso do ^{198}Au a transição gama pertinente é a de 411,8keV.

A taxa de contagem da amostra no sistema de espectrometria gama é proporcional à atividade da mesma e dada por [FERREIRA e KASTNER, 2005]:

$$\frac{dC(t)}{dt} = \varepsilon I_{\gamma} A(t) \quad (2.11)$$

onde,

C é o total de contagens em um dado intervalo de tempo;

ε é a eficiência de contagem no fotopico;

I_{γ} é a probabilidade de emissão gama;

$A(t)$ é a atividade da amostra em um instante de tempo t .

O cálculo da atividade induzida é então dado pela equação [DE CORTE, 1986; PROFIO, 1976]:

$$A_0 = \frac{\lambda N_p}{\varepsilon I_{\gamma} e^{-\lambda t_d} (1 - e^{-\lambda t_m})} \quad (2.12)$$

onde:

A_0 é a atividade induzida ao final de uma irradiação [Bq];

t_d é o intervalo de tempo entre o fim da irradiação e o início da contagem ou $(t_1 - t_{irr})$ [s];

t_m é o tempo de contagem, $(t_2 - t_1)$, [s];

λ é a constante de decaimento do nuclídeo formado, [s^{-1}];

N_p é o número de contagens totais do fotopico, no intervalo t_m ;

$e^{-\lambda t_d}$ é o fator de decaimento ;

2.6 CÁLCULO DO FLUXO DE NÊUTRONS EPITÉRMICOS NOS TERMINAIS DE IRRADIAÇÃO

Irradiando-se uma amostra sob um filtro de cádmio e desprezando a ativação por alguns nêutrons térmicos, já que o “filtro” não é perfeito, a equação 2.9 se torna [MARETTI JR, 1983]:

$$A_0 = N\phi_{epi}I_R (1 - e^{-\lambda t_{irr}}) \quad (2.13)$$

N , o número de núcleos alvos (estável) na amostra, pode ser obtido pela equação:

$$N = (N_a w \theta) / M \quad (2.14)$$

onde:

N_a é o número de Avogadro;

w a massa em gramas da amostra;

M a massa atômica do radioisótopo formado;

θ é a abundância isotópica do nuclídeo alvo.

As equações (2.13) e (2.14) permitem a determinação direta do fluxo epitérmico, ϕ_{epi} .

2.7 CÁLCULO DO FLUXO DE NÊUTRONS TÉRMICOS NOS TERMINAIS DE IRRADIAÇÃO

Antes de apresentar o cálculo do fluxo térmico nos terminais de irradiação, são apresentados alguns conceitos.

Para um dado nuclídeo, a razão entre a integral de ressonância e a seção de choque (n, γ) é dada pelo parâmetro Q_0 [DE CORTE, 1987]:

$$Q_0 = I_R / \sigma_{th} \quad (2.15)$$

onde:

I_R é a integral de ressonância de captura radioativa para um espectro $1/E$ do núcleo alvo, [cm^2];

σ_{th} é a seção de choque média de captura radioativa para nêutrons com energia até E_{Cd} (térmica) do núcleo alvo, [cm^2].

F_{Cd} , é o fator de transmissão de nêutrons epitérmicos, sendo definido como a razão entre a atividade específica induzida em uma amostra irradiada sob uma cápsula de cádmio e a atividade específica induzida por nêutrons epitérmicos na mesma amostra irradiada sem a cobertura de cádmio. Para muitas combinações de cápsulas de cádmio e nuclídeos irradiados, F_{Cd} é igual a 1. Este valor geralmente é determinado experimentalmente [BECKURTS e WIRTZ, 1964; DE CORTE, 1986; PROFIO, 1976].

A atividade específica induzida, A_{esp} , é definida como:

$$A_{esp} = A_i / w \quad (2.16)$$

Onde:

A_i é a atividade induzida em uma amostra irradiada em um fluxo de nêutrons [Bq];

w é a massa da amostra [g].

A razão de cádmio, R_{Cd} , é definida como:

$$R_{Cd} = A_{esp_nua} / A_{esp_Cd} \quad (2.17)$$

onde:

$A_{\text{esp_nua}}$ é a atividade específica induzida por um fluxo de nêutrons em uma amostra irradiada nua [Bq];

$A_{\text{esp_Cd}}$ é a atividade específica induzida por um fluxo de nêutrons na mesma amostra irradiada sob cobertura de cádmio [Bq].

O parâmetro f , é definido como:

$$f = \phi_{th} / \phi_{epi} \quad (2.18)$$

onde ϕ_{th} e ϕ_{epi} são as taxas médias (térmicas e epitérmicas), respectivamente, de fluxo de nêutrons, no local onde a amostra está inserida, [$\text{n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$];

As grandezas apresentadas acima estão relacionadas [DE CORTE, 1986]:

$$f = Q_0 * (R_{Cd} - F_{Cd}) \quad (2.19)$$

Na equação 2.19, para um dado local de irradiação, contendo uma amostra submetida a um fluxo estável de nêutrons, irradiada nua e depois, nas mesmas condições, irradiada sob um filtro de cádmio, os valores de Q_0 , F_{Cd} e R_{Cd} são constantes e podem ser determinados experimentalmente [DE CORTE, 1986]. Portanto o valor do fluxo térmico em um local de irradiação pode ser obtido a partir do valor do parâmetro f e do valor do fluxo epitérmico neste local, ou seja da equação (2.18), temos que:

$$\phi_{th} = f \cdot \phi_{epi} \quad (2.16)$$

3 MATERIAIS E MÉTODOS

3.1 MATERIAIS

3.1.1 Amostras

As amostras utilizadas em todas as 16 irradiações deste trabalho, realizadas entre 4/3/2008 e 16/10/2008, para obtenção da atividade específica induzida na MESA GIRATÓRIA, no TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS e no TUBO CENTRAL do IPR-R1, consistem de um material certificado, fabricado por *Institute for Reference Materials and Measurements*, código IRMM-530R. O material consiste de uma liga de Al-Au (0,1%) [IRMM, 2007]. A sua composição e técnica de fabricação reduz os efeitos de auto-blindagem do fluxo de nêutrons pela amostra, no local onde ela é inserida [INGELBRECHT e PEETERMANS, 1991].

O material de referência é fornecido originalmente na forma de uma folha de 100 cm² por 0,1mm de espessura. Para os experimentos, o material foi cortado em discos de 1 cm de diâmetro. A Figura 3.1 mostra parte das amostras utilizadas neste trabalho.



Figura 3.1 – Foto de parte das amostras utilizadas nos experimentos.

Cada uma das amostras possui massa de cerca de 23mg, o que implica em cerca de 23 μ g de ^{197}Au . De acordo com o certificado do material, a massa mínima recomendada para as amostras é de 10mg.

Depois do corte, procedeu-se à pesagem, por três vezes, de cada amostra em uma balança de precisão de 4 dígitos, com o objetivo de se usar os valores médios. Os discos foram divididos em grupos denominados “A”, “B” e “TC”. Os grupos “A” e “B” possuíam 40 amostras, sendo 39 para a MESA GIRATÓRIA e uma para o TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS. O grupo “TC” possuía 3 amostras, “TC81”, “TC82” e “TC83” (trabalhou-se com 3 amostras para irradiações no TUBO CENTRAL a fim de aumentar o espaço de tempo entre as irradiações de uma mesma amostra, já que estas ficavam muito ativas, quando irradiadas). O objetivo da divisão das amostras em grupos foi minimizar os efeitos da atividade residual presente em cada amostra, a partir da segunda irradiação de cada conjunto, como será explicado mais à frente neste Capítulo. Assim na primeira irradiação se usou o grupo “A” e o “TC81”; na segunda irradiação, o grupo “B” e o “TC82”; na terceira irradiação o grupo “A” e o “TC81” novamente e assim sucessivamente.

Para as medidas de atividade epitérmica induzida, as amostras foram inseridas em cápsulas de cádmio padrão, de 1 mm de espessura, já existentes no CDTN/CNEN. Neste trabalho, o fator de cádmio, F_{Cd} , não foi medido experimentalmente, pois para isto seriam necessárias cerca de 6 novas irradiações [ELNIMR, 1990]. ELNIMR (1990) obteve para uma amostra de massa total de 180 μ g de liga Al-Au(0,5%) em formato de fio, irradiada nua e dentro de uma cápsula de cádmio de 1mm de espessura, o valor de $0,992 \pm 0,009$ para o fator de cádmio. Devido a semelhança dos materiais, este valor foi utilizado neste trabalho.

Antes de serem levadas ao reator, as amostras eram acondicionadas em tubos de polietileno e estes eram colocados em porta-amostras apropriados. A Figura 3.2 mostra os diversos tipos de porta amostras utilizados neste trabalho nas irradiações no IPR-R1.



Figura 3.2 - A) Amostras acondicionadas em tubos de polietileno para irradiações na MG.

B) Tubos de polietileno acondicionados em porta-amstras de poliestireno para irradiações na MG.

C) – Os diversos tipos de porta-amstras empregados.

Para medidas com cádmio, as cápsulas eram envoltas em papel alumínio, a fim de evitar a abertura das mesmas durante o manuseio e colocadas no porta-amstras de alumínio mostrado na Figura 3.2C.

3.2 MÉTODOS

A metodologia utilizada nos experimentos deste trabalho, é mostrada na Figura 3.3, na forma de um fluxograma. Cada item será detalhado nos parágrafos seguintes deste Capítulo.

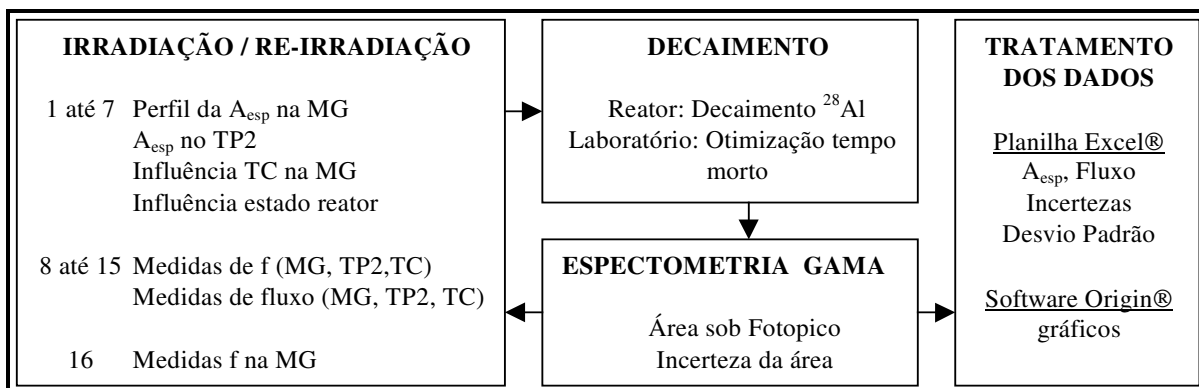
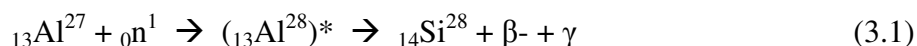


Figura 3.3 – Metodologia dos experimentos.

3.2.1 Ativação neutrônica do material de referência irradiado

3.2.1.1 Irradiações e re-irradiações das amostras

Como visto no item 2.3, uma das formas de interação do nêutron com a matéria é a reação de captura radioativa. O nêutron incidente é capturado pelo núcleo alvo, que fica em estado excitado que então, emite partículas β e radiação gama. As interações nêutron núclídeos alvos de interesse neste trabalho são:



onde:

(*) denota que o nuclídeo formado é instável e irá decair conforme indicado à direita da seta;

${}_0n^1$ é o nêutron incidente;

β^- é a radiação beta(-) emitida;

γ é a radiação gama emitida .

ou abreviadamente



O nuclídeo ${}^{28}\text{Al}$, formado segundo a equação 3.1, possui uma meia-vida de 2,2 minutos e decai para o ${}^{28}\text{Si}$ através de uma emissão gama de 1778keV (probabilidade 100%). Este decaimento não foi medido neste trabalho.

A Figura 3.4 representa o esquema de decaimento do nuclídeo ${}^{198}\text{Au}$, mostrando as emissões β^- e γ [NNDC, 2009]. A energia gama de interesse para este trabalho, é a de 411,8 keV, que tem uma probabilidade de emissão de cerca de 99%.

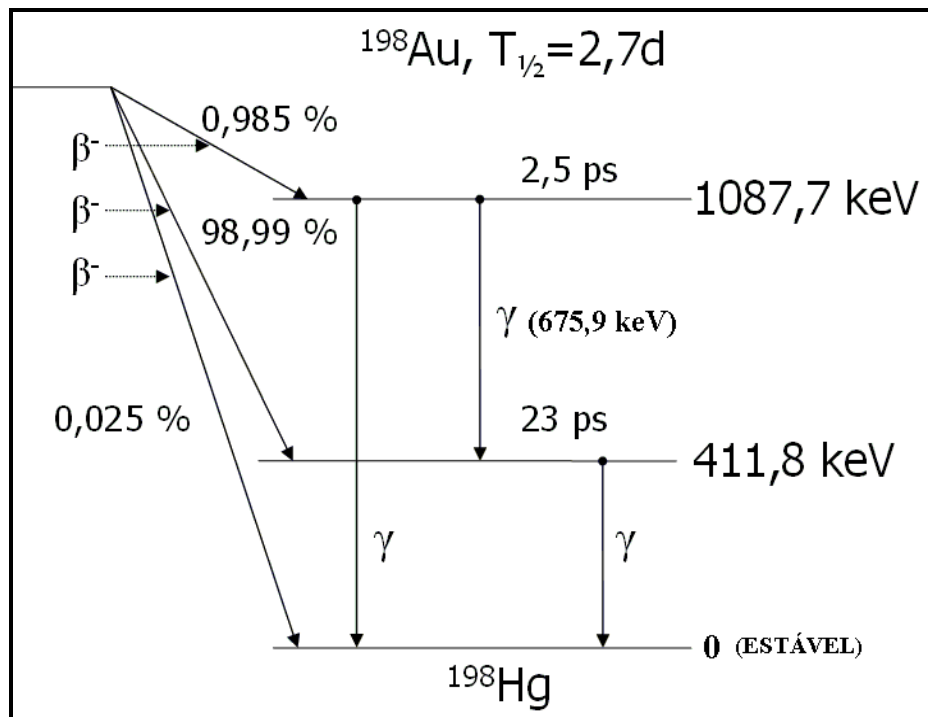


Figura 3.4 – Esquema de decaimento do nuclídeo ${}^{198}\text{Au}$ [NNDC, 2009].

3.2.1.2 Experimentos nos terminais de irradiação do reator IPR-R1

A parte experimental deste trabalho consistiu de 16 irradiações de amostras no IPR-R1. Atualmente, nas operações do reator IPR-R1, o tempo de irradiação é medido através de um relógio mecânico fixado na parede atrás da mesa de operação. Portanto existe um erro de leitura dos tempos de irradiação. Como isto não pode ser quantificado, neste trabalho se adotou um tempo de irradiação de exatamente 1 hora, nas irradiações de 1 até 15. Este é o tempo decorrido entre o início e o fim da criticalidade do reator.

As irradiações de 1 até 7 objetivaram a avaliação do perfil e da estabilidade do fluxo neutrônico na MESA GIRATÓRIA. Dentre as variáveis destas medidas, estavam:

- a presença ou ausência do TUBO CENTRAL;
- caso o TUBO CENTRAL estivesse presente, se continha amostras nuas ou em cápsulas de cádmio;
- a condição quente ou fria do IPR-R1, ou seja se havia operado ou não no dia anterior ao da irradiação em questão.

Também nas irradiações de 1 até 7 houve a presença de amostras nuas no TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS, para medidas de atividade específica induzida no mesmo.

As irradiações de 8 até 15 objetivaram:

- melhorar as estatísticas das medidas de 1 até 7;
- obter uma estimativa da razão de cádmio nos terminais de irradiação para cálculo do parâmetro f nos mesmos.

A Irradiação 16 objetivou especificamente a medida do parâmetro f na MESA GIRATÓRIA em condições idênticas do reator IPR-R1 (posição de barras, fluxo, etc.). Para isto, nesta irradiação, procedeu-se primeiramente à partida do IPR-R1 sem nenhuma amostra na MESA GIRATÓRIA, até a potência de 100kW. Uma vez crítico, irradiou-se uma amostra nua na posição 10 da MESA GIRATÓRIA, por 5 minutos e depois se procedeu à retirada da mesma. Depois se irradiou uma amostra de mesma massa da primeira, em cápsula de cádmio, na mesma posição (10), também por 5 minutos. O procedimento foi repetido para as posições 20, 30 e 40 da MESA GIRATÓRIA. De modo análogo, foram feitas irradiações nas posições 5, 15, 25 e 35 da MESA GIRATÓRIA. As amostras foram contadas no mesmo dia, após decaimento do ^{28}Al . Os tempos de trânsito das amostras, entre o terminal de admissão,

posição 40 e o local onde eram irradiadas, foram de cerca de 10s e portanto a ativação das amostras durante estes intervalos puderam ser desconsideradas, em função do tempo total de irradiação de 300s. O tempo total de criticalidade do IPR-R1 nesta irradiação, foi de 2 horas e 55 minutos.

A metodologia usada para as irradiações 1 a 15 nos terminais do IPR-R1 é a descrita a seguir.

Para irradiações na MESA GIRATÓRIA, as amostras, dentro dos porta-amostras adequados, são inseridas na mesma através de um tubo de admissão, Figura 2.4 e levadas até a posição de irradiação por um mecanismo que gira a mesa. Para preservar este mecanismo sua movimentação é feita manualmente e geralmente apenas em um sentido. A posição convencional número 4, não está em uso no momento. Neste trabalho, as medidas nesta posição foram obtidas através da interpolação dos valores obtidos das posições 3 e 5 (valor médio).

Para irradiações no TUBO CENTRAL, que normalmente não está inserido no núcleo, é feita a sua inserção manual antes da partida do reator. Logo após é feita a inserção da amostra a ser irradiada, dentro do porta-amostras de alumínio, conforme mostra a Figura 3.5.



Figura 3.5 – Inserção do porta-amostras no TC.

O TUBO CENTRAL possui ajustes e marcas de referências, para que a amostra possa ser posicionada em qualquer posição no núcleo. Nas irradiações de 6 até 14, as medidas foram feitas com amostras na posição central do tubo, a de máximo fluxo.

Para irradiações no TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS, as amostras já acondicionadas no porta-amostras apropriado, são levadas até uma sala onde está localizada a extremidade do tubo de acesso ao TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS, conforme mostra a Figura 3.6. O operador liga o sistema de sucção e a amostra é levada até a posição de irradiação neste terminal. Ao final da irradiação, o operador retira a amostra que é sugada através de outro tubo, que se encontra próximo ao tubo de admissão.

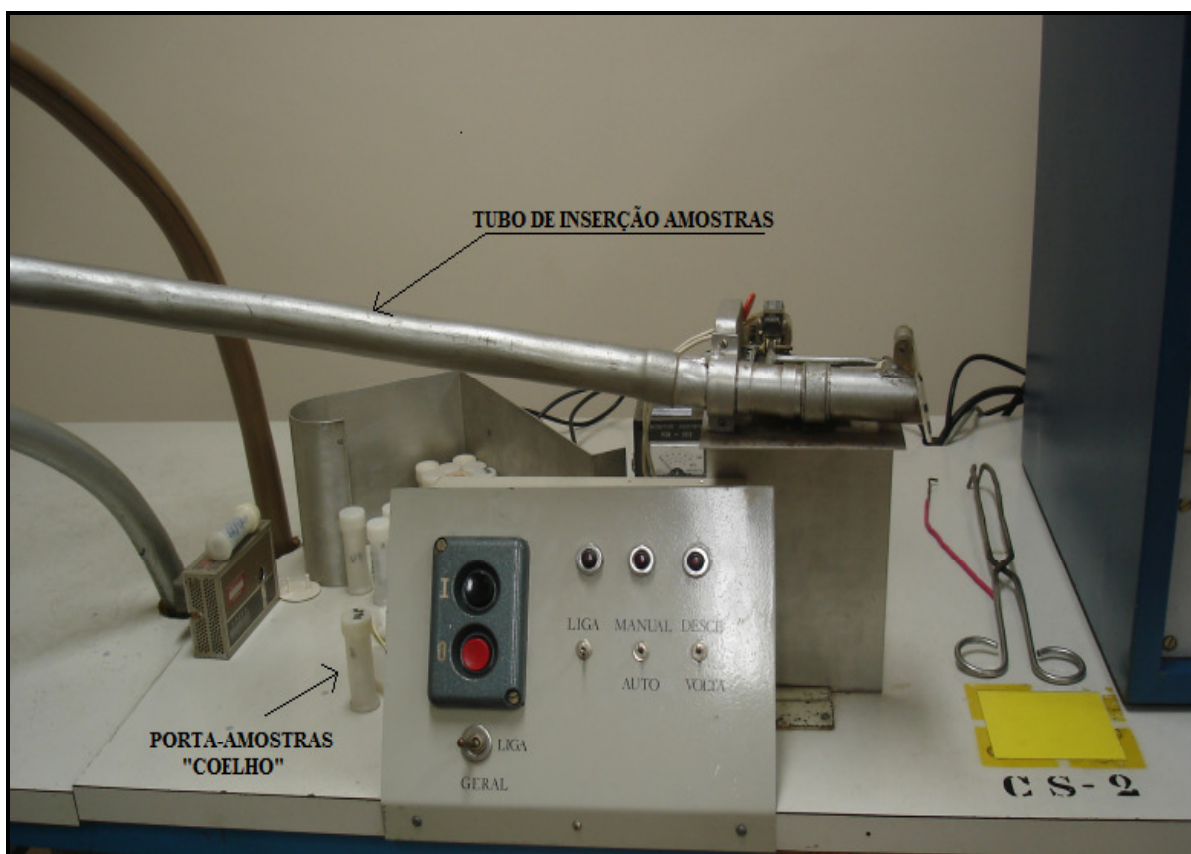


Figura 3.6 – Tubo de inserção de amostras no TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS.

A Tabela 3.1 lista todas as 16 irradiações efetuadas no reator IPR-R1.

Tabela 3.1 – Sumário dos experimentos efetuados no reator TRIGA IPR-R1.

IRRADIAÇÃO	AMOSTRAS NA MG	AMOSTRAS NO TP2	AMOSTRAS NO TC	ESTADO DO REATOR
1	39	Nua	TC ausente	Quente
2	39	Nua	TC ausente	Quente
3	39	Nua	TC ausente	Frio
4	39	Nua	TC ausente	Quente
5	39	Nua	TC ausente	Quente
6	39	Nua	Nua	Quente
7	39	Nua	Cd	Frio
8	35 Nuas, 4 Cd	Nua	Nua	Quente
9	35 Nuas, 4 Cd	Nua	Nua	Quente
10	39	Nua	Cd	Quente
11	35 Nuas, 4 Cd	Nua	Nua	Quente
12	35 Nuas, 4 Cd	Nua	Nua	Quente
13	39	Cd	Nua	Frio
14	39	Nua	Nua	Frio
15	35 Nuas, 4 Cd	Cd	TC ausente	Quente
16	8 Nuas, 8 Cd	-	-	-

Na Tabela 3.1, a segunda coluna indica o tipo e a quantidade de amostras utilizadas nas irradiações na MESA GIRATÓRIA. As colunas 3 e 4 indicam o mesmo da coluna 1 para o TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS e o TUBO CENTRAL respectivamente. Na coluna 5 o

termo “frio” significa que o reator não operava à pelo menos 5 dias e o termo quente significa que ocorreu no dia anterior uma irradiação de 8 horas.

3.2.1.3 Atividade residual nas re-irradiações

Em um caso ideal, as amostras irradiadas no IPR-R1 deveriam esperar um tempo de decaimento de cerca de 10 meias-vidas, aproximadamente 27 dias para o nuclideo ^{198}Au , para terem atividade residual desprezível e serem novamente irradiadas. Devido ao cronograma e ao agendamento do reator e do Laboratório de Análises por Ativação Neutrônica do CDTN/CNEN, isto não foi possível. A solução foi permitir a re-irradiação das amostras quando ainda tinham um valor de atividade residual significativa, dividindo as mesmas em grupos:

- “A” e “B” para irradiações na MESA GIRATÓRIA (39 amostras cada grupo) e TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS (uma amostra cada grupo);
- “TC”, para irradiações no TUBO CENTRAL (3 amostras).

Isto feito, quando um grupo era irradiado, o outro já havia sido contado e estava em processo de decaimento. Sendo assim apenas na primeira e segunda irradiação, as amostras não apresentaram atividade residual. A partir da terceira irradiação e pelo fato de se reaproveitar as mesmas amostras, estas ainda tinham alguma atividade, decorrente do decaimento do ^{198}Au formado na irradiação anterior.

A Figura 3.7 ilustra o processo de ativação e decaimento das amostras no caso de re-irradiações e o valor da atividade residual que deve ser levado em consideração nos cálculos de atividade [MEDNIS, 1971].

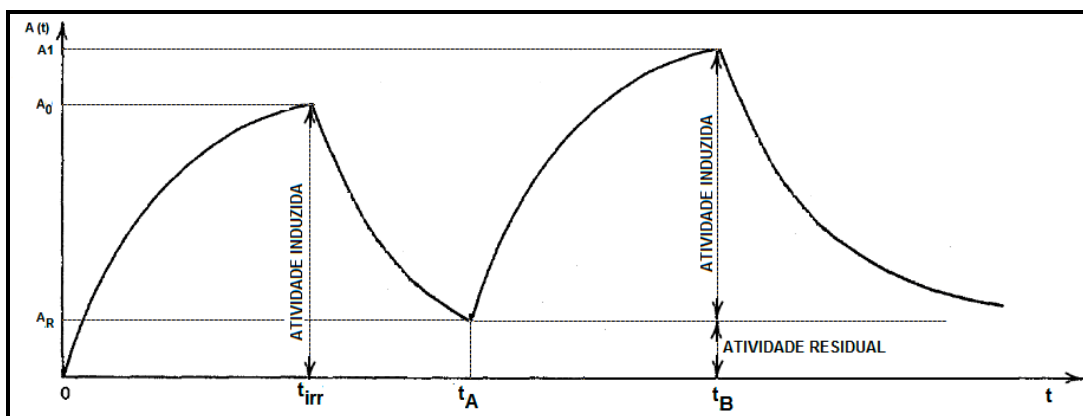


Figura 3.7 – Atividade induzida, no caso de irradiações intermitentes [adaptado de MEDNIS, 1971].

Na Figura 3.7, na primeira irradiação no IPR-R1, em amostras do grupo “A”, a atividade induzida ao final do tempo t_{irr} é representada por A_0 e foi medida pelo sistema de espectrometria gama “D4”, do CDTN/CNEN. Em uma irradiação subsequente para amostras do grupo “A”, no caso a irradiação 3, a atividade induzida entre os instantes t_A e t_B , medida pelo mesmo sistema de contagem “D4”, foi A_1 . Para cálculo da nova atividade induzida, foi descontada a atividade residual, que é o resultado do decaimento de A_0 entre os instantes t_{irr} e t_A . O mesmo procedimento foi adotado nas irradiações posteriores.

3.2.2 Decaimento da atividade induzida

Ao final das irradiações no IPR-R1, as amostras permaneciam certo tempo nos terminais de irradiação, a critério dos operadores, para decaimento do ^{28}Al formado. Como a meia vida do mesmo é de cerca de 2,24 minutos, após aproximadamente meia hora, praticamente todo ^{28}Al formado decai.

Em seguida, as amostras foram levadas para o Laboratório de Análises por Ativação Neutrônica do CDTN/CNEN. É feito então um teste de contagem com uma das amostras irradiadas para determinação do “tempo morto”. Este deve ser inferior a 5%, caso contrário o erro nas contagens se torna muito grande, por estar o detector “saturado” com a grande quantidade de fótons gama recebidos.

Com o intuito de conciliar as condições da contagem das amostras e o agendamento do Laboratório de Análises por Ativação Neutrônica do CDTN/CNEN, nos experimentos de 1 até 15, o tempo médio de espera para contagem de amostras irradiadas na MESA GIRATÓRIA e no TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS foi de cerca de dois dias. Para as amostras do TUBO CENTRAL, o tempo médio de espera foi de cerca de 8 dias. As amostras irradiadas sob cádmio possuíam uma atividade induzida bem menor que as amostras irradiadas nuas e para se obter valores de área do fotopico significativos, foram feitos ajustes nos tempos de contagem destas amostras (tempos maiores).

As amostras irradiadas na MESA GIRATÓRIA na irradiação 16 foram contadas no mesmo dia, pois permaneceram apenas cerca de 5 minutos no IPR-R1.

3.2.3 Espectrometria gama

Após as irradiações e depois de certo tempo para decaimento da atividade induzida, as amostras eram processadas pelo sistema de espectrometria gama “D4”, do Laboratório de Análises por Ativação Neutrônica do CDTN/CNEN, como será descrito a seguir:

3.2.3.1 Obtenção dos espectros

O sistema de espectrometria gama denominado “D4”, do Laboratório de Análises por Ativação Neutrônica do CDTN/CNEN, como mostra Figura 3.8, é um conjunto de *hardware* e *software*, interconectados, a fim de permitir a obtenção de espectros gama do material irradiado no IPR-R1.



Figura 3.8 – Foto do sistema “D4” para análise por espectrometria gama do CDTN/CNEN.

Na Figura 3.8 podemos destacar os seguintes componentes:

Posicionador de amostras: nos experimentos foi utilizado o de 10 cm.

Blindagem: de chumbo, modelo “Serie 747”, Canberra®.

Refrigeração do Detector: feita por meio do criostato Canberra® 7500SL, que contém em seu interior nitrogênio líquido.

Detector: HPGe, Canberra®, GC5019 com pré-amplificador 2002CSL, eficiência de contagem de 50% e resolução de 1,85 keV para a energia 1332 keV do ^{60}Co .

A Figura 3.9 mostra a curva de eficiência do detector utilizado, fornecida pelo Laboratório de Análises por Ativação Neutrônica do CDTN/CNEN.

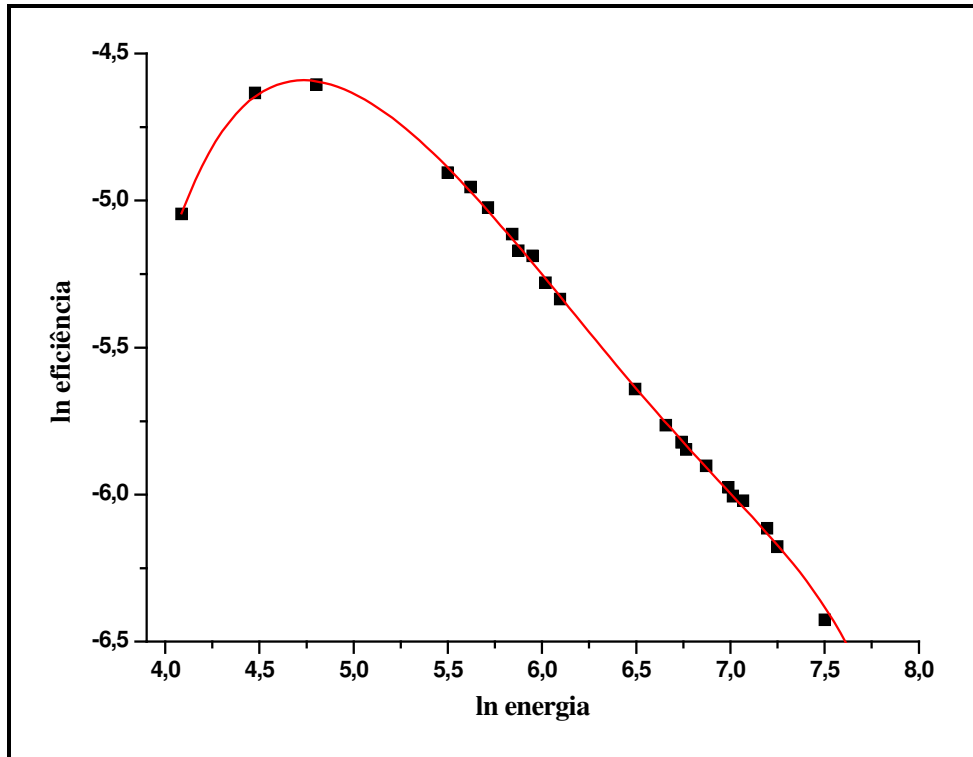


Figura 3.9 – Curva de eficiência do detector “D4”, geometria de 10cm. A linha contínua representa um ajuste polinomial de sexta ordem.

A partir da curva de eficiência, mostrada na figura acima, para o fotopico de 411,8keV do ^{198}Au , encontra-se um valor de eficiência de contagem de 0,00510.

Sistema de Aquisição de Dados: Composto pelo equipamento DSA2000 e o *software* Genie2000, ambos da Canberra®. O equipamento é um analisador digital de espectros, que possui integrado em seu interior um analisador multicanal, fonte de alta tensão, processador digital de sinal, etc. O Genie2000 é um conjunto de ferramentas de *software* para adquirir e analisar espectros de equipamentos analisadores multicanais (MCA), como o DSA2000. Suas funções incluem o controle do MCA, visualização, relatórios e tratamento básico dos espectros adquiridos.

Para a contagem das amostras, as mesmas eram introduzidas no posicionador de amostras de 10cm no local apropriado dentro da blindagem da Figura 3.8. Para o caso das amostras cobertas com cápsulas de cádmio, estas eram primeiramente abertas em local apropriado da sala de contagens e colocadas em porta-amostras de polietileno. As cápsulas de

cádmio utilizadas eram colocadas em blindagens de chumbo, para decaimento, até posterior utilização.

O tempo de contagem era ajustado para obter cerca de 60.000 contagens sob o fotopico gama de 411,8keV do ^{198}Au . Após cada contagem os espectros obtidos no formato “CAM files”, extensão “.CNF”, do *software* Genie2000, eram salvos no disco rígido do microcomputador. Os espectros obtidos, tinham um primeiro tratamento no próprio *software* Genie2000.

Os dados de interesse para este trabalho foram a área sob o fotopico de 411,8keV, o valor da incerteza desta medida, o valor do tempo morto, a data e a hora da contagem. Estes valores foram obtidos por uma rotina de análise dentro do *software* e enviados para a área de transferência do Windows® e copiados para um editor de textos.

3.2.3.2 Tratamento do *background*

As contagens feitas pelo sistema de espectrometria gama incluem contagens não procedentes da amostra irradiada, tais como contagens espúrias devido ao ruído eletrônico, raios cósmicos, etc. conhecidas na literatura como contagens de *background* (BG). A equação 2.12, que dá a atividade induzida em uma amostra ao final de uma irradiação, só é válida se o *background* for zero ou desprezível. Caso contrário é preciso subtrair da variável N_p (número de contagens totais do fotopico, no intervalo de contagem) as contagens relativas ao *background* [PROFIO, 1976].

Neste trabalho, antes da contagem de cada série de amostras, foi realizada uma contagem do *background* em um intervalo de tempo de igual duração ao daquele utilizado para a contagem das amostras.

3.2.3.3 Atenuação da radiação gama pelo porta-amostras

A fim de se evitar o manuseio direto das amostras ativadas, as mesmas foram contadas dentro do porta-amostras de polietileno, como é feito rotineiramente com as amostras processadas pelo Laboratório de Análises por Ativação Neutrônica do CDTN/CNEN. A perda de contagens devido à atenuação da radiação gama nesta situação é muito pequena. Esta atenuação não foi medida experimentalmente, mas pode-se fazer uma avaliação da mesma através dos dados do certificado do material utilizado.

Para avaliação da atenuação, usaremos a relação abaixo [KNOLL, 1979]:

$$I = I_0 \cdot e^{-\mu \cdot x} \quad (3.5)$$

onde:

I é a intensidade da radiação após passar em um absorvedor;

I_0 é a intensidade da radiação antes de entrar no absorvedor;

μ é o coeficiente de atenuação linear [cm^{-1}];

x é a espessura do absorvedor [cm].

O coeficiente de atenuação linear é dado por:

$$\mu = \mu_m \rho \quad (3.6)$$

onde,

μ_m é o coeficiente de atenuação mássico [$\text{cm}^2 \cdot \text{g}^{-1}$];

ρ é a densidade do material utilizado [$\text{g} \cdot \text{cm}^{-3}$].

Para o porta-amostras de polietileno utilizado nos experimentos, os dados do material são os seguintes:

- $\rho = 0,96 \text{ g.cm}^{-3}$ (segundo o certificado emitido pelo fabricante “Rio Polímeros S.A.”)
- $\mu_m = 0,109 \text{ cm}^2 \cdot \text{g}^{-1}$ [HUBBELL e SELTZER, 2009].

Portanto, para um porta-amostras de 0,1cm de espessura, a razão I/I_0 é dada por:

$$I/I_0 \cong 0,99 \quad (3.7)$$

A equação (3.7) indica uma atenuação de aproximadamente 1%. Neste trabalho, estas atenuações foram desconsideradas.

3.2.4 Tratamento dos dados

3.2.4.1 Tratamento de erros

Para as grandezas de interesse deste trabalho, na avaliação da propagação das incertezas, o método geral é usar as derivadas parciais. Assim, se z é uma função de x, y, w, \dots , que são variáveis independentes, a incerteza da mesma é dado por [ABNT, 1998]:

$$\sigma_Z = \left[\left(\frac{\partial Z}{\partial x} \right)^2 \sigma_x^2 + \left(\frac{\partial Z}{\partial y} \right)^2 \sigma_y^2 + \left(\frac{\partial Z}{\partial w} \right)^2 \sigma_w^2 + \dots \right]^{1/2} \quad (3.8)$$

onde $\sigma_Z, \sigma_x, \sigma_y, \sigma_w$, etc, são as incertezas de Z, x, y, w , etc.

Assim sendo as principais expressões para cálculo da incerteza foram:

Incerteza da atividade específica induzida:

Das equações 2.12 e 2.17, temos que:

$$A_{esp} = A_0/w \quad (3.9)$$

onde,

A_0 é a atividade induzida ao final de uma irradiação [Bq];

w , é a massa da amostra irradiada [g].

Das equações (3.8) e (3.9) e considerando que $t_d+t_m \sim t_d$, pois $t_m \ll t_d$, as derivadas parciais nos levam à seguinte equação:

$$\frac{\sigma_{A_{esp}}}{A_{esp}} = \sqrt{\frac{\sigma_{N_p}^2}{N_p^2} + \frac{\sigma_w^2}{w^2} + \frac{\sigma_\varepsilon^2}{\varepsilon^2} + \frac{\sigma_\gamma^2}{\gamma^2} + \frac{\sigma_\theta^2}{\theta^2} + \frac{\sigma_{t_m}^2}{t_m^2} + (t_d \sigma_{t_d})^2 + (\lambda \sigma_\lambda)^2} \quad (3.10)$$

Na equação 3.10, os erros nos tempos de medição, t_m e t_d , são muito pequenos e portanto $\sigma_{tm} \sim \sigma_{td} \sim \mathbf{zero}$. As incertezas devido à λ e γ são desprezíveis [HERMAN e NICHOLS, 1998] e a incerteza de θ é nula [NIST, 2009]. A equação 3.10 pode ser escrita como:

$$\frac{\sigma_{A_{esp}}}{A_{esp}} \approx \sqrt{\left(\frac{\sigma_{N_p}}{N_p}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_\varepsilon}{\varepsilon}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_w}{w}\right)^2} \quad (3.11)$$

Incerteza do fluxo epitérmico

Das equações (2.10) e (3.8), o cálculo das derivadas parciais nos mostra que:

$$\frac{\sigma_{\phi_{epi}}}{\phi_{epi}} = \sqrt{\left(\frac{\sigma_{A_{esp}}}{A_{esp}}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_M}{M}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_{Na}}{N_a}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_\theta}{\theta}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_{I_R}}{I_R}\right)^2 + \left[\frac{\sigma_\lambda t_{irr} e^{-\lambda t_{irr}}}{(1 - e^{-\lambda t_{irr}})}\right]^2 + \left[\frac{\sigma_{irr} \lambda e^{-\lambda t_{irr}}}{(1 - e^{-\lambda t_{irr}})}\right]^2} \quad (3.12)$$

De modo similar ao visto no item anterior, temos que as incertezas na massa atômica, M , no número de Avogadro, N_A , na constante de decaimento do ^{198}Au , γ ; e no tempo de irradiação, t_{irr} são desprezíveis [NIST, 2009; HERMAN e NICHOLS, 1998; FERREIRA et al., 2007]. A incerteza de θ é nula [NIST, 2009] e portanto:

$$\frac{\sigma_{\phi_{epi}}}{\phi_{epi}} = \sqrt{\left(\frac{\sigma_{A_{esp}}}{A_{esp}}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_{I_R}}{I_R}\right)^2} \quad (3.13)$$

Incerteza do parâmetro f na MESA GIRATÓRIA

Das equações (2.20) e (3.8), temos que:

$$\frac{\sigma_f}{f} = \sqrt{\left(\frac{\sigma_{Q_0}}{Q_0}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_{R_{Cd}}}{R_{Cd} - F_{Cd}}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_{F_{Cd}}}{R_{Cd} - F_{Cd}}\right)^2} \quad (3.14)$$

Incerteza do fluxo térmico

Da definição de f e da equação (3.8), temos que:

$$\frac{\sigma_{\phi_{th}}}{\phi_{th}} = \sqrt{\left(\frac{\sigma_f}{f}\right)^2 + \left(\frac{\sigma_{\phi_{epi}}}{\phi_{epi}}\right)^2} \quad (3.15)$$

3.2.5 Dados coletados, planilha de cálculo e gráficos

Ao final das 16 irradiações no IPR-R1 e da análise por espectrometria gama, os seguintes dados estavam disponíveis:

- as massas e seus valores de incertezas, dos núclídeos ^{198}Au presentes nas amostras irradiadas;
- a data e a hora do início e do término de cada irradiação;
- os tempos de decaimento de todas as amostras irradiadas;
- o tempo de contagem de cada amostra;
- a área e seu valor de incerteza, sob o fotopico de 411,8keV do núclídeo ^{198}Au para cada amostra irradiada;

A estes dados foram adicionados os seguintes valores de constantes físicas e nucleares:

- energia do fotopico gama de interesse (keV): $411,80205 \pm 0,00017$ [HERMAN e NICHOLS, 1998];
- probabilidade de emissão gama do fotopico de interesse: $0,9554 \pm 0,0007$ [HERMAN e NICHOLS, 1998];
- constante de decaimento ^{198}Au (s^{-1}): $2,97682 \times 10^{-6} \pm 7,73 \times 10^{-10}$ [HERMAN e NICHOLS, 1998];
- número de Avogadro (átomos. mol^{-1}): $6,02214 \times 10^{23} \pm 3 \times 10^{16}$ [NIST, 2009];
- abundância isotópica ^{197}Au (100%): 1 [NIST, 2009];
- massa atômica ^{197}Au ($\text{g} \cdot \text{mol}^{-1}$): $196,966 \pm 0,00055$ [NIST, 2009];
- seção de choque de captura térmica ^{197}Au (barn): $98,65 \pm 0,09$ [MUGHABGHAB, 2003];
- integral de ressonância ^{197}Au (barn): 1550 ± 28 [MUGHABGHAB, 2003];
- fator de cádmio: $0,992 \pm 0,009$ [ELNIMR, 1990].

Com os dados acima e as equações de cálculo de atividade, cálculo de fluxo e cálculo de incertezas, foi montada uma planilha de cálculo, que, juntamente com um *software* para tratamento gráfico dos dados obtidos, possibilitou a obtenção dos valores de atividade específica induzida, fluxo térmico e epitérmico e seus valores de incerteza, que serão apresentados no Capítulo 4, a seguir.

4 RESULTADOS E DISCUSSÕES

4.1 ATIVIDADE INDUZIDA NA PARTIDA E DESLIGAMENTO DO REATOR IPR-R1

Nas irradiações realizadas, considerou-se o tempo de irradiação como o intervalo de tempo em que a potência do reator se manteve a 100kW. Para se avaliar a atividade induzida nas amostras durante os períodos de partida e de desligamento do reator, os registros do sistema de coleta de dados do reator foram utilizados. A Figura 4.1 mostra a evolução temporal da potência do IPR-R1, obtida através do canal linear, durante a primeira irradiação.

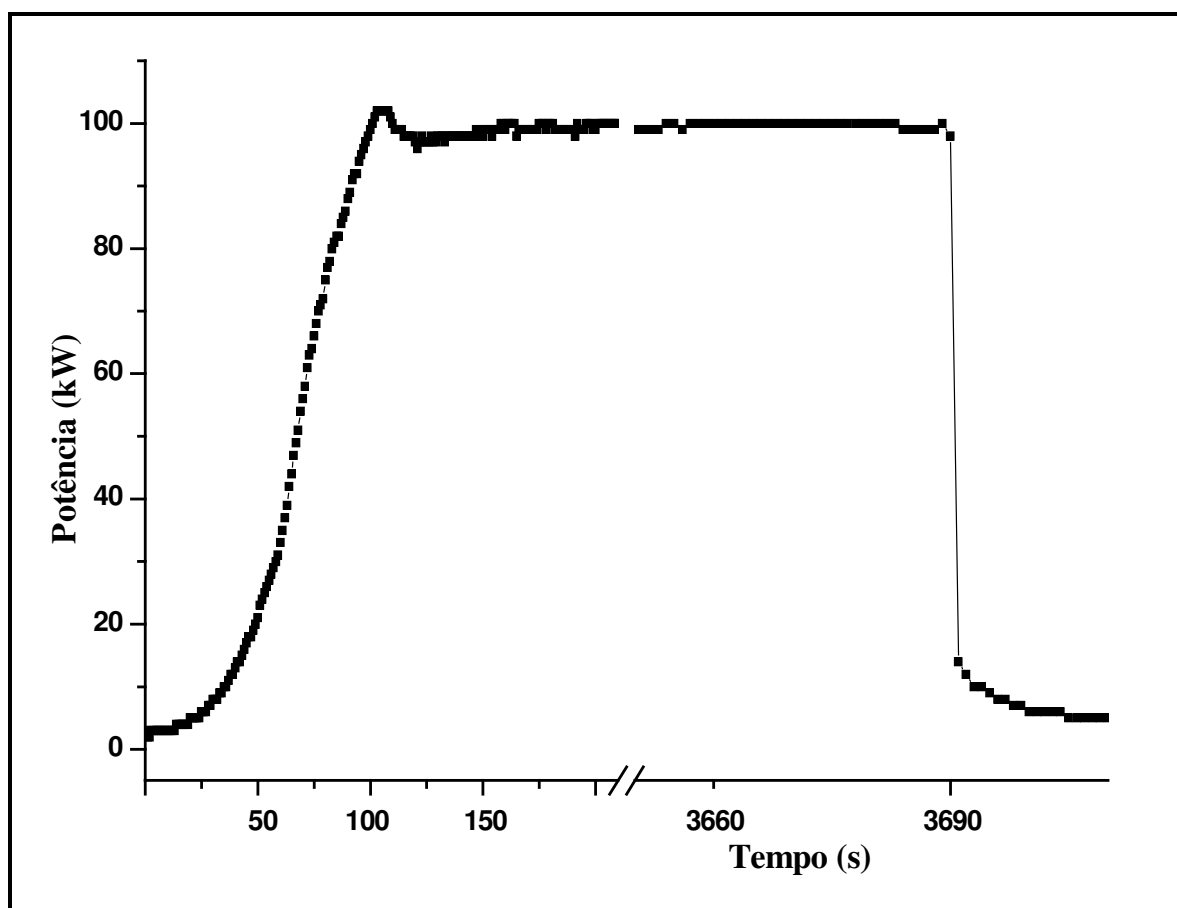


Figura 4.1 – Potência medida no canal linear durante toda a primeira irradiação.

A partir da Figura 4.1 foi possível estimar as áreas sob a curva de potência, representando as seguintes fases de operação do IPR-R1:

- da partida do reator até a potência estável de 100kW;
- do período de potência estável em 100kW;
- do desligamento do reator (descida da potência de 100 até 0kW).

Resultados semelhantes à Figura 4.1, foram obtidas para as outras irradiações. As áreas (energias) médias obtidas por meio de integração foram:

- partida do reator, 3284kJ;
- período de potência estável, 360191kJ;
- período de desligamento, 164kJ.

Portanto a relação de áreas entre a soma dos períodos de subida e descida da potência em relação ao período estável foi de aproximadamente 1%.

Considerando que a atividade induzida é proporcional à área sob a curva de potência [DE CORTE, 1986], temos que a atividade induzida durante os períodos de subida e desligamento do IPR-R1 representam cerca de 1% da atividade induzida ao final de uma hora de irradiação à potência constante de 100kW.

4.2 BACKGROUND

Foram feitas contagens do *background*, nas irradiações 2, 5 e nas de 8 até 15. A Figura 4.2 mostra em sua parte superior, o espectro obtido em uma contagem de 240 segundos sem a presença da amostra irradiada e mostra em sua parte inferior o espectro obtido de uma contagem de 240 segundos de amostra irradiada na posição 1 da MESA GIRATÓRIA na irradiação 10.

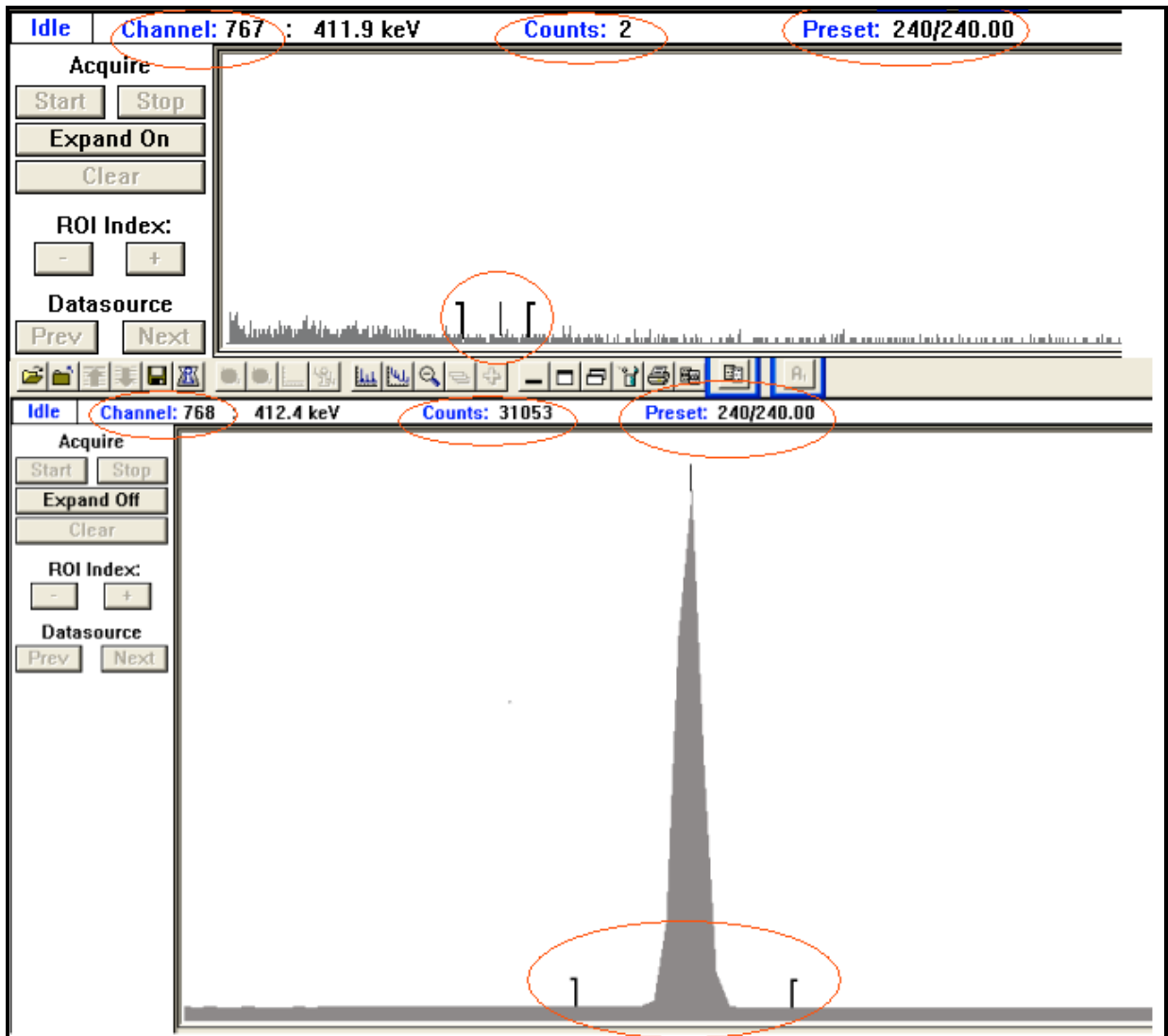


Figura 4.2- Espectros do *background* e de uma amostra irradiada na MESA GIRATÓRIA.

Na Figura 4.2 os dados mostrados em destaque são:

- os colchetes “]” e “[“ mostram a região de canais de interesse conhecida como ROI (*Region of Interest*);
- a barra vertical “|” representa o “cursor” do *software* Genie2000®, relativo ao qual são informados os valores de energia, canal e contagens. Na parte superior da Figura 4.2 ele está posicionado aproximadamente na metade da ROI e na parte inferior, no fotopico de 411,8keV do ^{198}Au ;
- o número do canal do MCA (ou energia correspondente), e o número de contagens na posição do cursor.

A Tabela 4.1 mostra os valores de contagem por canal, ou energia correspondente, para a mesma ROI, obtidos dos espectros da Figura 4.2 pelo *software* Genie2000®.

Tabela 4.1 – Avaliação de *background*.

CANAL	ENERGIA (keV)	CONTAGENS DA AMOSTRA	CONTAGENS DO BG
758	407,04	66	0
759	407,58	82	0
760	408,12	85	1
761	408,65	84	0
762	409,19	99	1
763	409,73	92	0
764	410,26	110	0
765	410,80	461	1
766	411,34	5096	0
767	411,87	22328	2
768	412,41	31053	1
769	412,95	14547	0
770	413,48	2150	0
771	414,02	99	0
772	414,56	10	0
773	415,09	9	1
774	415,63	3	0
775	416,17	7	1
		SOMA= 76381	SOMA=8

A Tabela 4.1 mostra que o somatório de contagens do *background* é desprezível em relação ao somatório de contagens da amostra irradiada.

4.3 ATIVIDADE RESIDUAL

A fim de verificar o valor da atividade residual, em amostras já irradiadas, foram feitas contagens em 3 amostras cerca de 7 horas antes de elas serem novamente levadas ao reator na irradiação 15. Estas amostras decaíram por cerca de 13 dias e 15 horas.

A Tabela 4.2 mostra os valores de atividade medidos para as amostras em contagens feitas em 240s e os valores teóricos que foram calculados do decaimento da atividade específica induzida na irradiação anterior, a de número 13.

Tabela 4.2 – A_{esp} em amostras re-irradiadas

AMOSTRA	A_{esp_I} ($\text{Bq}\cdot\mu\text{g}^{-1}$)	$A_{\text{esp}_{RT}}$ ($\text{Bq}\cdot\mu\text{g}^{-1}$)	$A_{\text{esp}_{RM}}$ ($\text{Bq}\cdot\mu\text{g}^{-1}$)	DIFERENÇA PERCENTUAL ENTRE $A_{\text{esp}_{RM}}$ e $A_{\text{esp}_{RT}}$
1	4126 ± 93	123 ± 3	130 ± 3	5,2
2	4141 ± 94	124 ± 3	125 ± 3	1,5
3	4174 ± 94	124 ± 3	130 ± 3	4,1

A_{esp_I} : A_{esp} **medida** ao final da irradiação 13.

$A_{\text{esp}_{RT}}$: A_{esp} residual **teórica** (do decaimento de A_{esp_I} até a medida de $A_{\text{esp}_{RM}}$).

$A_{\text{esp}_{RM}}$: A_{esp} residual **medida** antes da irradiação 15.

A Tabela 4.2 mostra boa concordância entre os dados teóricos de atividade que devem ser obtidos de amostras irradiadas, após certo tempo de decaimento e os valores de atividade destas amostras obtidos em medidas realizadas no sistema de espectrometria gama. Em todos os cálculos de atividade foram descontados o valor relativo à atividade residual teórica.

4.4 ESTATÍSTICA DAS MEDIDAS DE ATIVIDADE

A fim de avaliar a flutuação estatística da contagem de amostras, foram realizadas 3 medidas de atividade específica induzida de cada amostra irradiada na irradiação 13.

A Tabela 4.3 mostra os valores de atividade específica induzida em amostras da MESA GIRATÓRIA, TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS e TUBO CENTRAL, que foram contadas 3 vezes por um intervalo de tempo de 240s em cada contagem .

Tabela 4.3 – A_{esp} ($\text{Bq}\cdot\mu\text{g}^{-1}$) em amostras da MG, TP2 e TC na irradiação 13.

LOCAL DE IRRADIAÇÃO	MEDIDA			MÉDIA	DESVIO PADRÃO (%)
	1	2	3		
MG1	4115	4129	4134	4126	0,2
MG2	4160	4145	4163	4156	0,2
MG3	4210	4180	4227	4206	0,6
MG4	4262	4258	4308	4276	0,7
MG5	4314	4335	4389	4346	0,9
MG6	4288	4316	4341	4315	0,6
MG7	4395	4380	4428	4401	0,6
MG8	4458	4416	4462	4445	0,6
MG9	4444	4421	4462	4442	0,5
MG10	4402	4380	4445	4409	0,8
MG11	4498	4467	4506	4490	0,5
MG12	4446	4442	4515	4468	0,9
MG13	4406	4426	4469	4434	0,7
MG14	4380	4425	4431	4412	0,6
MG15	4388	4400	4380	4389	0,2
MG16	4535	4535	4543	4538	0,1
MG17	4472	4482	4529	4495	0,7
MG18	4434	4466	4474	4458	0,5
MG19	4426	4441	4496	4454	0,8
MG20	4456	4453	4515	4475	0,8
MG21	4403	4392	4432	4409	0,5
MG22	4465	4436	4506	4469	0,8
MG23	4470	4450	4498	4473	0,6
MG24	4489	4488	4582	4520	1,2
MG25	4483	4468	4512	4488	0,5
MG26	4462	4452	4522	4479	0,8
MG27	4483	4458	4489	4477	0,4
MG28	4494	4523	4498	4505	0,3
MG29	4510	4519	4529	4519	0,2
MG30	4449	4465	4500	4471	0,6
MG31	4464	4436	4523	4474	1,0
MG32	4457	4490	4544	4497	1,0
MG33	4380	4345	4387	4371	0,5
MG34	4323	4338	4356	4339	0,4
MG35	4306	4277	4375	4319	1,2
MG36	4283	4313	4285	4294	0,4
MG37	4181	4219	4228	4209	0,6
MG38	4121	4113	4181	4138	0,9
MG39	4049	4103	4109	4087	0,8
MG40	4059	4028	4065	4051	0,5
TP2	163	161	162	162	0,7
TC	23698	23618	23860	23726	0,5

Na Tabela 4.3, a média dos valores de desvio padrão da atividade específica induzida média, no conjunto de 3 medidas para cada amostra da MESA GIRATÓRIA, foi de 0,6%. Para as 3 medidas de cada amostra irradiada no TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS, o desvio padrão foi de 0,7% e para as 3 medidas de cada amostra irradiada no TUBO CENTRAL o desvio padrão da média foi de 0,5%.

Os resultados indicam pequena variação dos valores de atividade específica induzida quando se efetuou 3 contagens de cada amostra na irradiação 13.

4.5 PERFIL DA ATIVIDADE ESPECÍFICA INDUZIDA NA MESA GIRATÓRIA

Como visto no Capítulo 2, os valores da atividade específica induzida em amostras nuas irradiadas na MESA GIRATÓRIA formam um perfil característico, similar a duas corcovas.

A Tabela 4.4 apresenta os experimentos planejados para a análise deste perfil, listando as irradiações e seus parâmetros, como o estado do reator e a presença de amostras no TUBO CENTRAL.

Tabela 4.4 – Condições operacionais do IPR-R1

IRRADIAÇÃO	AMOSTRAS NA MG	AMOSTRA NO TC	ESTADO DO REATOR
1	Nuas	TC ausente	Quente
3	Nuas	TC ausente	Frio
4	Nuas	TC ausente	Quente
5	Nuas	TC ausente	Quente
6	Nuas	Nua	Quente
7	Nuas	Sob cádmio	Frio

A Figura 4.3A mostra a atividade específica induzida obtida nas irradiações da Tabela 4.4, para todos os canais da MESA GIRATÓRIA. A Figura 4.3B mostra a média da atividade

específica induzida para todas as irradiações da Figura 4.3A, juntamente com os valores de desvio padrão.

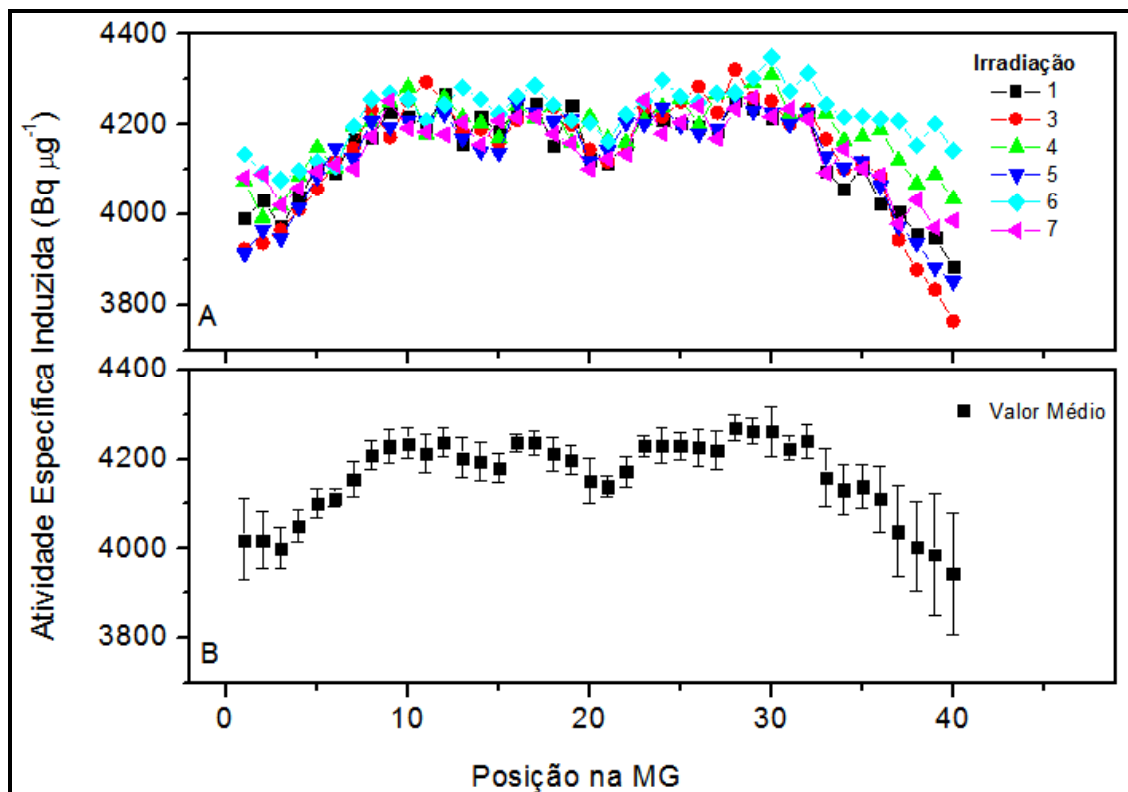


Figura 4.3 A_{esp} em amostras nuas irradiadas na MESA GIRATÓRIA.

A Figura 4.3B mostra que da posição 1 até a 10, o valor médio da atividade específica induzida em cada posição tende a aumentar. Isto pode ser explicado pela configuração do núcleo do IPR-R1 (Figura 2.2). A posição F16 do núcleo do reator é ocupada pela barra de regulação. As barras de controle, absorvedoras de nêutrons, perturbam o fluxo de nêutrons em sua vizinhança. Da posição 1 até a 10, a distância da barra de regulação aumenta. Isto explica o aumento da atividade específica induzida nesta região. A Figura 4.3B também mostra que o valor médio da atividade específica induzida tende a diminuir entre as posições 30 e 40. Devido à configuração cilíndrica do núcleo, isto também pode ser explicado pela posição relativa destes locais em relação à barra de regulação.

A atividade específica induzida na MESA GIRATÓRIA mostra uma região mais homogênea, com valores máximos entre as posições 10 e 30. Este fato também é explicado pela configuração do núcleo do reator: estas posições estão distantes da barra de regulação. Uma pequena depressão da atividade específica induzida em torno da posição 20 pode ser

explicada pela proximidade do mecanismo de acionamento da mesa giratória, como mostra as Figuras 2.2 e 2.3.

A Figura 4.3B mostra que os maiores valores de desvio padrão da atividade específica induzida estão entre as posições 36 até 2. Isto é devido à proximidade da barra de regulação. Em cada irradiação a posição vertical final da barra de regulação varia de acordo com a operação de partida do reator, que é feita manualmente. A Tabela 4.5 mostra os dados sobre as posições das barras de regulação e controle e os valores de atividade específica induzida e desvio padrão da posição 40, nas 6 irradiações sob análise. Em todas as operações do reator, a barra de segurança (rotulada C7 na Figura 2.2) permanece totalmente extraída do núcleo.

Tabela 4.5 – Dados da posição 40 obtidos de irradiações na MESA GIRATÓRIA.

IRR.	POSIÇÃO DA BARRA DE REGULAÇÃO *	POSIÇÃO DA BARRA DE CONTROLE *	A_{esp} NA POSIÇÃO 40 (Bq.µg⁻¹)	MÉDIA E DESVIO PADRÃO DA A_{esp} NA MG (Bq.µg⁻¹)
3	560	570	3764	4132±136
5	588	595	3851	4132±111
1	642	580	3884	4134±102
4	693	580	4033	4184±77,0
7	694	609	3987	4146±79,0
6	830	605	4142	4221±65,0
TODAS	-	-	-	4158±103

* (Faixa 150-900; 150: barra totalmente inserida; 900: barra totalmente extraída)

Como pode ser observado na Tabela 4.5 existe uma relação direta entre a posição vertical da barra de regulação e a atividade específica induzida na posição 40: quanto mais inserida no núcleo está a barra de regulação, menor é a atividade específica induzida na posição 40. O valor médio da atividade específica induzida na MESA GIRATÓRIA não varia significativamente com a posição vertical da barra de regulação.

As Tabelas 4.4 e 4.5 mostram que a presença ou ausência do TUBO CENTRAL, com ou sem amostras sob cádmio, não tem influência significativa no fluxo de nêutrons na MESA

GIRATÓRIA. Da mesma maneira, o estado do reator (frio ou quente) não afetou as medidas analisadas. Como visto no item 2.2.5, o ^{135}Xe é um produto de fissão que absorve nêutrons (envenenamento pelo xenônio). Reactores quentes tendem a ter mais deste elemento. Entretanto nas medidas analisadas, o estado do reator não teve influência significativa no fluxo de nêutrons na MESA GIRATÓRIA.

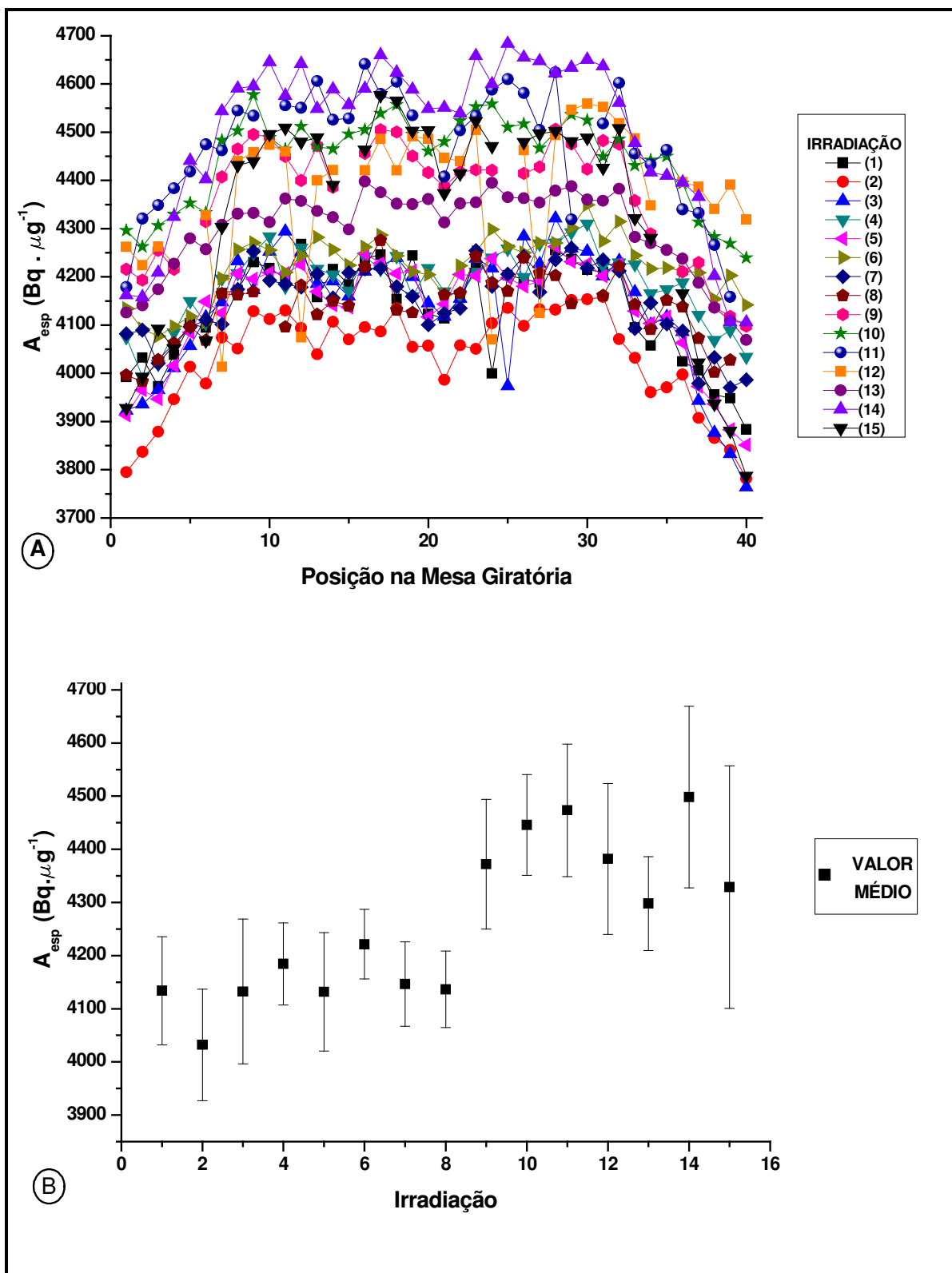
4.6 ATIVIDADE ESPECÍFICA INDUZIDA EM AMOSTRAS NUAS IRRADIADAS NA MESA GIRATÓRIA

Após os experimentos de avaliação do perfil na MESA GIRATÓRIA, iniciaram-se os seguintes experimentos:

- avaliação do fluxo térmico e epitérmico na MESA GIRATÓRIA;
- avaliação do fluxo epitérmico no TUBO CENTRAL;
- avaliação do fluxo epitérmico no TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS.

Os resultados serão apresentados nas próximas seções.

Uma análise do conjunto de todas as 16 irradiações, indicou uma variação significativa no comportamento da atividade específica induzida, particularmente na MESA GIRATÓRIA e no TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS. A Figura 4.4A mostra os valores de atividade específica induzida medidos nas irradiações de 1 até 15. Estão omitidos os valores de incerteza e os das medidas com cápsulas de cádmio. Pode-se observar que os valores de atividade específica induzida na MESA GIRATÓRIA, mudam ao longo da mesma formando um perfil característico (duas corcovas) como discutido no item 4.5. A Figura 4.4B mostra os valores médios da atividade específica induzida na MESA GIRATÓRIA, sem uso das cápsulas de cádmio, para as irradiações de 1 até 15.



Pode-se observar na Figura 4.4B duas regiões distintas: a primeira compreende as irradiações de 1 até 8 e a segunda as irradiações de 9 até 15. No primeiro grupo (1 até 8), a média dos valores de atividade específica induzida tem uma flutuação de cerca de **1%**. No segundo grupo (9 até 15), esta flutuação é de cerca de **2%**. No entanto a relação entre a média geral de cada grupo é de cerca de **6%**. Isto pode ser interpretado como tendo o IPR-R1 operado em um nível de potência maior a partir da nona irradiação, realizada em 13/05/2008.

Os valores médios encontrados para a atividade específica induzida em amostras irradiadas nuas na MESA GIRATÓRIA foram:

- **(4140 ± 1%)Bq.µg⁻¹** para as irradiações de 1 até 8 (grupo 1);
- **(4400 ± 2%)Bq.µg⁻¹** para as irradiações de 9 até 15 (grupo 2);
- **(4261 ± 4%)Bq.µg⁻¹** para o conjunto das 15 irradiações.

As hipóteses mais prováveis para explicar a mudança de comportamento do reator IPR-R1 a partir da nona irradiação são:

- uma alteração da posição da câmara detectora de nêutrons do canal linear (Figura 2.3);
- uma descalibração da instrumentação para a operação do reator IPR-R1.

4.7 ATIVIDADE ESPECÍFICA INDUZIDA EM AMOSTRAS IRRADIADAS NA MESA GIRATÓRIA COM COBERTURA DE CÁDMIO

A Figura 4.5 mostra os valores de atividade específica induzida em amostras irradiadas na MESA GIRATÓRIA, sob cobertura de cádmio, nas posições 10, 20, 30 e 40, nas irradiações 8 e 11 e nas posições 5, 15, 25 e 35, nas irradiações 9, 12 e 15.

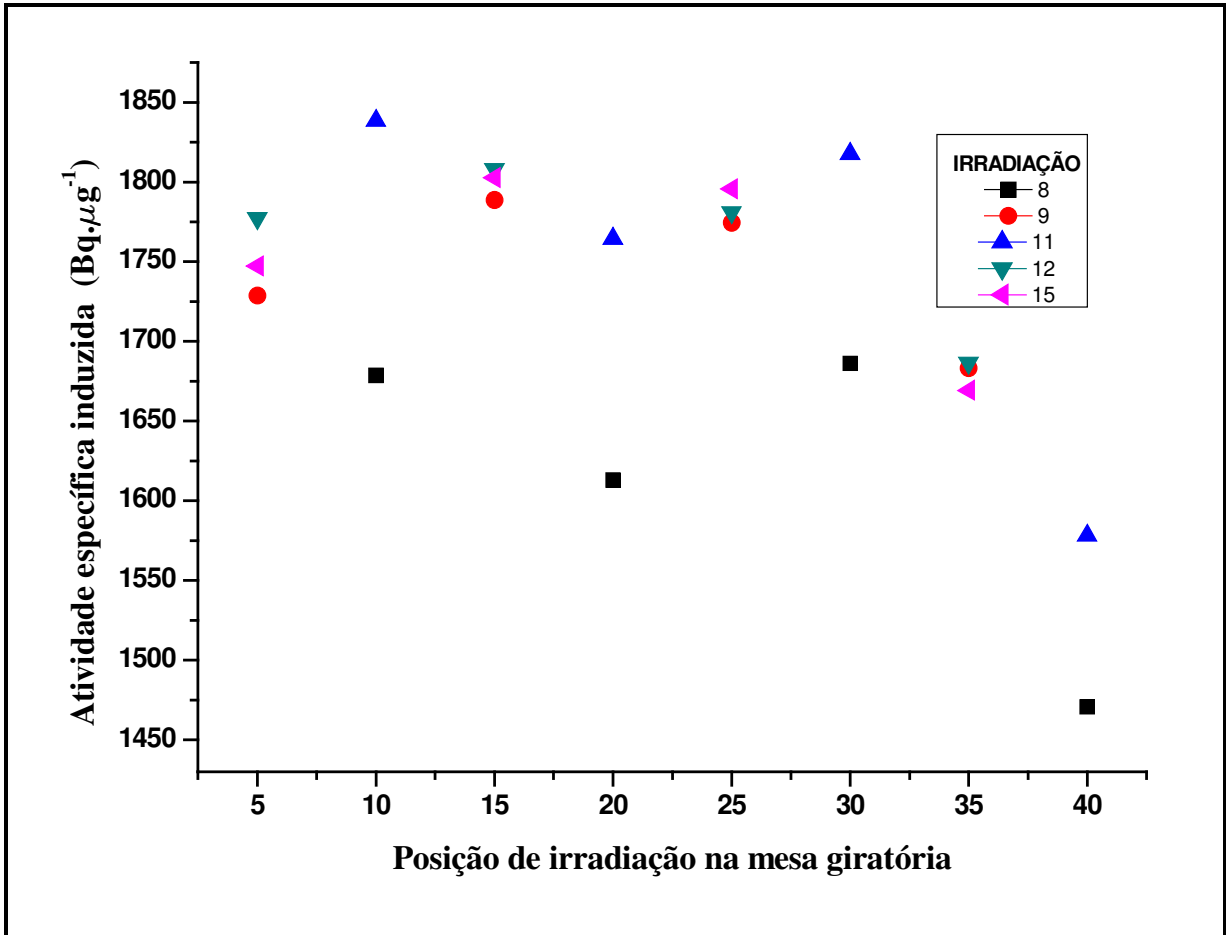


Figura 4.5 – A_{esp} em amostras irradiadas sob cobertura de cádmio na MG.

A Figura 4.5 mostra que os valores de atividade específica induzida, medidos nas posições pares, apresentam grande variação entre as irradiações 8 e 11. Os valores da irradiação 8 estão muito baixos quando comparados aos resultados das demais irradiações. Isto pode ser explicado pela mudança de comportamento do IPR-R1 a partir da Irradiação 9, discutida no item 4.6.

A Tabela 4.6 complementa a Figura 4.5 mostrando a média e o desvio padrão da atividade específica induzida nas posições 5, 10, 15, 20, 25, 30, 35 e 40 das amostras irradiadas sob cobertura de cádmio, nas irradiações 8, 9, 11, 12 e 15.

Tabela 4.6 - A_{esp} em amostras irradiadas sob cádmio na MG.

POSIÇÃO NA MG	MÉDIA E DESVIO PADRÃO (%) ($Bq \cdot \mu g^{-1}$)
5	1751 ± 1
10	1689 ± 6
15	1800 ± 1
20	1752 ± 5
25	1784 ± 1
30	1524 ± 5
35	1680 ± 1
40	1524 ± 5

Os valores médios obtidos para a atividade específica induzida em amostras irradiadas sob cádmio na MG foram:

- $(1612 \pm 6\%)Bq \cdot \mu g^{-1}$ na irradiação 8 (grupo 1);
- $(1752 \pm 5\%)Bq \cdot \mu g^{-1}$ nas irradiações 9, 11, 12 e 15 (grupo 2);
- $(1688 \pm 7\%)Bq \cdot \mu g^{-1}$ para o conjunto das 5 irradiações de amostras sob cádmio.

4.8 PARÂMETRO f PARA ALGUMAS POSIÇÕES DA MESA GIRATÓRIA

Como visto no item 3.2.1.2, a irradiação 16 foi planejada especificamente para se obter o valor da razão entre fluxo térmico e epitérmico f em algumas posições da MESA GIRATÓRIA. A Tabela 4.7 mostra os resultados das medidas da irradiação 16, obtidos da através da equação 2.19

Tabela 4.7 – Parâmetro f para a MESA GIRATÓRIA

POSIÇÃO DE IRRADIAÇÃO NA MG	$A_{\text{esp_NUA}}$ $\text{Bq}\cdot\mu\text{g}^{-1}$	$A_{\text{esp_Cd}}$ $\text{Bq}\cdot\mu\text{g}^{-1}$	R_{Cd}	f
5	491,6	200,4	2,5	$23,0 \pm 1,7\%$
10	492,8	205,1	2,4	$22,2 \pm 1,7\%$
15	494,3	199,1	2,5	$23,4 \pm 1,7\%$
20	4471,1†	1764,6	2,5	$24,2 \pm 1,7\%$
25	505,3	202,8	2,5	$23,6 \pm 1,7\%$
30	492,9	202,8	2,4	$22,6 \pm 1,7\%$
35	496,8	195,8	2,6	$24,3 \pm 1,7\%$
40	445,4	168,0	2,7	$26,1 \pm 1,7\%$

(†) – valor médio da A_{esp} nas posições 19 e 21.

Na Tabela 4.7 as medidas experimentais da posição 20 da MESA GIRATÓRIA foram perdidas, por erro experimental. O valor adotado foi obtido através da média dos valores de atividade específica induzida em amostras irradiadas nuas, nas posições 19 e 21, da irradiação 11. Nesta irradiação, as amostras das posições 10, 20, 30 e 40 foram irradiadas sob cápsulas de cádmio.

O valor médio de f para a MESA GIRATÓRIA é de $23,7 \pm 5,1\%$. Como comparação, o valor médio obtido para este parâmetro através das medidas de atividade específica induzida em amostras irradiadas nuas e sob cádmio em irradiações diferentes é de $22,8 \pm 6,7\%$.

4.9 FLUXO TÉRMICO E EPITÉRMICO NA MESA GIRATÓRIA

Com os valores da razão entre o fluxo térmico e epitérmico, parâmetro f , para as posições 5, 10, 15, 20, 25, 30, 35 e 40 da MESA GIRATÓRIA e os valores da atividade

específica induzida em amostras irradiadas nuas e sob cobertura de cádmio, nas posições mencionadas, obteve-se os valores do fluxo térmico e do fluxo epitérmico nas mesmas.

A Tabela 4.8 mostra os valores médios de fluxo térmico e epitérmico, encontrados para a MESA GIRATÓRIA, nas posições 5, 10, 15, 20, 25, 30, 35 e 40.

Tabela 4.8 – Fluxo térmico e epitérmico médio em algumas posições da MG.

POS. NA MG	GRUPO 1		GRUPO 2		GRUPO 1 + GRUPO 2	
	$\phi_h \times 10^{11}$ (n.cm ⁻² .s ⁻¹)	$\phi_{epi} \times 10^{10}$ (n.cm ⁻² .s ⁻¹)	$\phi_h \times 10^{11}$ (n.cm ⁻² .s ⁻¹)	$\phi_{epi} \times 10^{10}$ (n.cm ⁻² .s ⁻¹)	$\phi_h \times 10^{11}$ (n.cm ⁻² .s ⁻¹)	$\phi_{epi} \times 10^{10}$ (n.cm ⁻² .s ⁻¹)
5	-	-	7,96±0,11	3,47±0,05	7,96±0,11	3,47±0,05
10	7,37±0,25	3,32±0,10	8,07±0,27	3,64±0,11	7,72±0,50	3,48±0,22
15	-	-	8,35±0,05	3,56±0,02	8,35±0,46	3,56±0,02
20	7,71±0,38	3,19±0,10	8,43±0,41	3,49±0,10	8,07±0,51	3,34±0,21
25	-	-	8,32±0,05	3,53±0,02	8,32±0,51	3,53±0,02
30	7,55±0,25	3,34±0,10	8,13±0,27	3,60±0,10	7,84±0,42	3,47±0,18
35	-	-	8,07±0,04	3,33±0,02	8,07±0,44	3,33±0,02
40	7,59±0,26	2,91±0,09	8,15±0,28	3,12±0,10	7,87±0,39	3,02±0,15

A Tabela 4.8 mostra maiores valores de desvio padrão para as posições 10, 20, 30, e 40, pois como visto no item 4.6, estas posições utilizam valores medidos nas irradiações 8 e 11, em que houve uma mudança de comportamento do IPR-R1 (grupo 1 para grupo 2).

Referindo-se apenas à irradiação 8 (grupo 1), os valores médios de fluxo térmico e epitérmico na MESA GIRATÓRIA foram respectivamente: $(7,6 \times 10^{11} \pm 1,9\%) \text{n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ e $(3,2 \times 10^{10} \pm 6,2\%) \text{n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$. Para as irradiações 9, 11, 12 e 15 (grupo 2), realizadas a partir de 13/05/2008, quando houve uma mudança de comportamento do IPR-R1, os valores obtidos para as médias do fluxo térmico e epitérmico na MESA GIRATÓRIA foram, respectivamente: $(8,2 \times 10^{11} \pm 2,1\%) \text{n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ e $(3,5 \times 10^{10} \pm 3,0\%) \text{n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$. Portanto houve, em média, um aumento de quase 9% nos valores de fluxo térmico e epitérmico, na MESA

GIRATÓRIA, a partir da nona irradiação realizada em 13/5/2008. O valor médio geral para o fluxo epitérmico na MESA GIRATÓRIA, considerando todas as irradiações, foi de $(3,4 \times 10^{10} \pm 5,4\%) \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ e o do fluxo térmico foi de $(8,1 \times 10^{11} \pm 3,8\%) \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$. Estes dados confirmam o valor médio de f visto no item anterior.

4.10 ATIVIDADE ESPECÍFICA INDUZIDA EM AMOSTRAS NUAS E SOB COBERTURA DE CÁDMIO, IRRADIADAS NO TUBO CENTRAL

A Figura 4.6 mostra as medidas de atividade específica induzida no TUBO CENTRAL, em amostras nuas realizadas nas irradiações 6, 8, 9, 11, 12, 13 e 14 e em amostras irradiadas sob cobertura de cádmio na irradiação 10. As barras de erro representam os valores obtidos do cálculo de incertezas na atividade específica induzida.

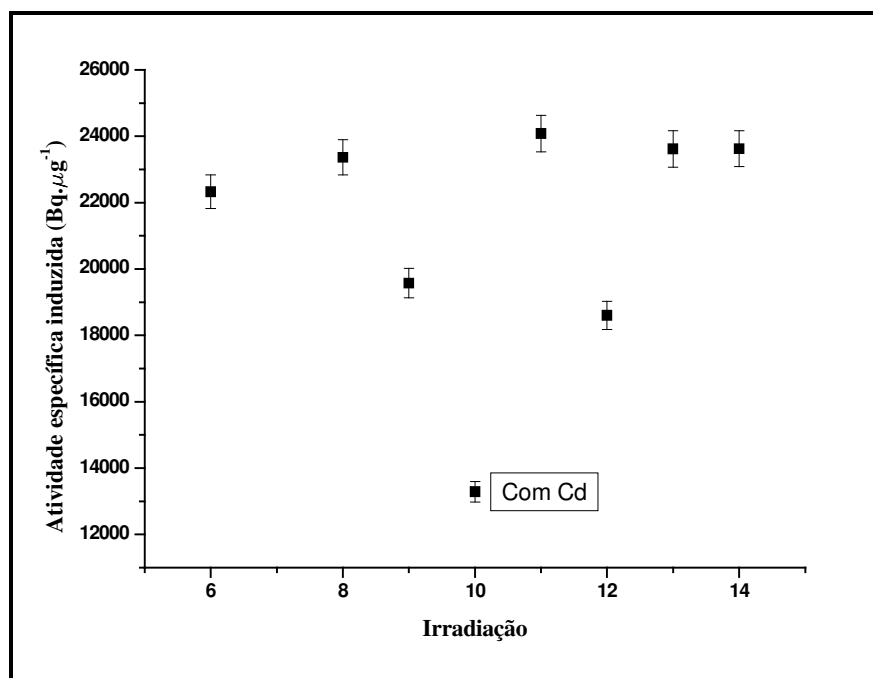


Figura 4.6 – A_{esp} em amostras irradiadas no TUBO CENTRAL.

A Figura 4.6 mostra grande variabilidade dos valores de atividade específica induzida em amostras nuas irradiadas no TUBO CENTRAL entre as irradiações 6 e 14 e não parece

sugerir uma mudança de comportamento do IPR-R1 a partir da irradiação 9. A dispersão dos valores de atividade é grande. O valor médio foi de $(22183 \pm 10\%) \text{Bq} \cdot \mu\text{g}^{-1}$. Este valor é aproximadamente **5** vezes maior que o obtido para a MESA GIRATÓRIA.

O valor de atividade específica induzida em amostras irradiadas sob cádmio no TUBO CENTRAL, na irradiação 10, de $(13280 \pm 2\%) \text{Bq} \cdot \mu\text{g}^{-1}$ permitirá obter o fluxo epitérmico. Este valor é aproximadamente **8** vezes maior que o obtido para a MESA GIRATÓRIA.

4.11 FLUXO EPITÉRMICO NO TUBO CENTRAL

Foram feitas 2 irradiações com amostras envoltas em cápsulas de cádmio, no TUBO CENTRAL, irradiações 7 e 10. Os dados experimentais da irradiação 7 foram perdidos. O valor de fluxo epitérmico para o TUBO CENTRAL, irradiação 10, é de $(2,6 \times 10^{11} \pm 3\%) \text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$. O valor da incerteza foi obtido a partir da equação 3.18. O fluxo epitérmico no TUBO CENTRAL é cerca de **8** vezes maior que o valor encontrado para a MESA GIRATÓRIA.

4.12 FLUXO TÉRMICO NO TUBO CENTRAL

Devido à agenda do IPR-R1, não foi possível realizar medidas do parâmetro f no TUBO CENTRAL. No entanto, a partir da média dos resultados das medidas de atividade específica induzida em amostras irradiadas nuas, nas irradiações 6, 8, 9, 11, 12, 13 e 14, visto no item 4.10 e utilizando a equação 2.19, podemos estimar o valor de f . O valor obtido é de $(10,66 \pm 0,16)$.

Portanto o fluxo térmico calculado para o TUBO CENTRAL, na posição de máximo fluxo, utilizando o valor do fluxo epitérmico $(2,6 \pm 3\%) \times 10^{11} \text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ visto no item 4.11 e o valor de f acima é de $\phi_{th} = (2,8 \pm 3,4\%) \times 10^{12} \text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$. O fluxo térmico no TUBO CENTRAL é cerca de **4** vezes maior que o valor encontrado para a MESA GIRATÓRIA.

4.13 ATIVIDADE ESPECÍFICA INDUZIDA EM AMOSTRAS NUAS E SOB COBERTURA DE CÁDMIO, IRRADIADAS NO TERMINAL PNEUMÁTICO 2

A Figura 4.7 mostra as medidas de atividade específica induzida em amostras nuas colocadas no TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS, nas irradiações de 1 até 12 e na irradiação 14.

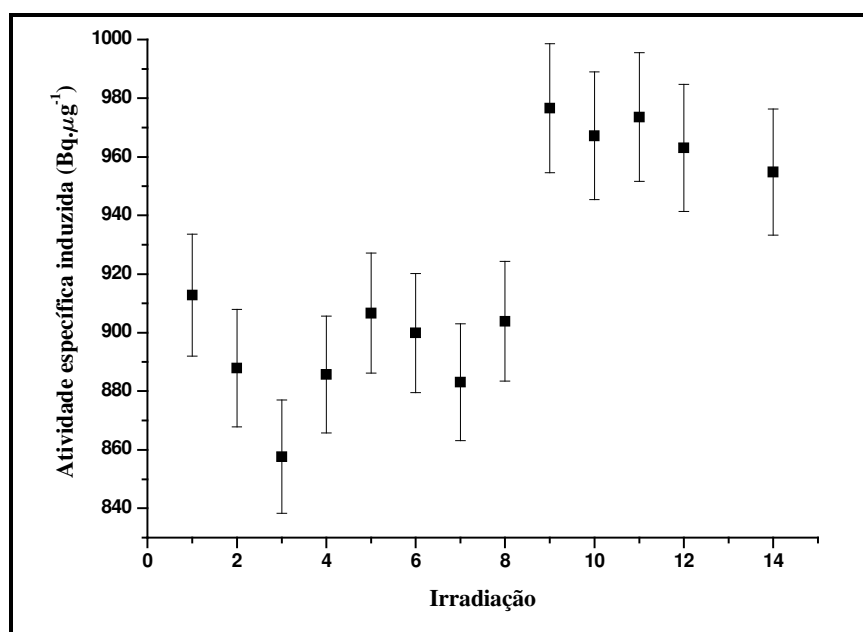


Figura 4.7 – A_{esp} em amostras nuas irradiadas no TP2.

A Figura 4.7, mostra que assim como ocorreu com os valores de atividade específica induzida em amostras nuas irradiadas na MESA GIRATÓRIA (Figura 4.4), ocorreu uma mudança do comportamento do IPR-R1 a partir da irradiação 9.

De modo similar ao visto no item 4.6, no primeiro grupo, nas irradiações de 1 até 8, a média dos valores de atividade específica induzida tem um a flutuação de cerca de **2%**. No segundo grupo, das irradiações 9 até 12 e irradiação 14, esta flutuação é de cerca de **1%**. No entanto a relação entre a média geral de cada grupo é de cerca de **8%** mostrando uma mudança de comportamento do IPR-R1 a partir da irradiação 9, de modo muito semelhante ao ocorrido com as medidas feitas na MESA GIRATÓRIA, item 4.6, onde a variação entre as médias dos 2 grupos foi maior que **6%**.

A Tabela 4.9 mostra a média e o desvio padrão das medidas de atividade específica induzida em amostras irradiadas sob cádmio no TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS. Estes valores serão utilizados para cálculo do fluxo epitérmico naquele terminal de irradiação.

Tabela 4.9 – Medidas de A_{esp} no TP2, para amostras irradiadas sob cádmio.

IRRADIAÇÃO	$A_{\text{esp_TP2_Cd}}$ ($\text{Bq}\cdot\mu\text{g}^{-1}$)	MÉDIA ($\text{Bq}\cdot\mu\text{g}^{-1}$)	DESVIO PADRÃO (%)
13	162	167	8
15	173		

A Tabela 4.9 mostra que a atividade específica induzida no TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS, em amostras irradiadas sob cádmio, é de $(167 \pm 8\%)\text{Bq}\cdot\mu\text{g}^{-1}$. Este valor é aproximadamente **10** vezes menor que o valor encontrado para a MESA GIRATÓRIA.

Para amostras irradiadas nuas no TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS, o valor médio da atividade específica induzida foi de $(921 \pm 4\%)\text{Bq}\cdot\mu\text{g}^{-1}$. Este valor é aproximadamente **5** vezes menor que o valor encontrado para a MESA GIRATÓRIA.

4.14 FLUXO EPITÉRMICO NO TERMINAL PNEUMÁTICO 2.

A Tabela 4.10 mostra os valores de fluxo epitérmico medidos no TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS, juntamente com os valores de incerteza dados pela equação 3.18. Os valores foram obtidos das irradiações 13 e 15 feitas com amostras encapsuladas em cádmio.

Tabela 4.10 – Valores de fluxo epitérmico no TP2.

IRRADIAÇÃO	FLUXO EPITÉRMICO (n.cm⁻².s⁻¹)
13	(3,2 ± 0,1)x10 ⁹
15	(3,4 ± 0,1)x10 ⁹
MÉDIA	(3,3 ± 4,7%)x10 ⁹

A Tabela 4.10 mostra que o fluxo epitérmico no TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS é igual a $(3,3 \pm 4,7\%) \times 10^9 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$. Este valor é cerca de **10** vezes menor que o valor encontrado para a MESA GIRATÓRIA.

4.15 FLUXO TÉRMICO NO TERMINAL PNEUMÁTICO 2.

De modo análogo ao visto no item 4.12, o fluxo térmico no TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS foi calculado a partir da média dos resultados das medidas de atividade específica induzida em amostras irradiadas nuas, nas irradiações de 1 até 12 e na irradiação 14 e visto no item 4.13. Utilizando a equação 2.19, o valor obtido de f é de **(71,06 ± 0,44)**.

Portanto o fluxo térmico calculado para o TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS, utilizando o valor do fluxo epitérmico $(3,3 \pm 4,7\%) \times 10^9 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$, visto no item anterior e o valor de f acima é de $\phi_{th} = (2,4 \pm 9\%) \times 10^{11} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$. Este valor é cerca de **3** vezes menor que o valor encontrado para a MESA GIRATÓRIA.

4.16 COMPARATIVO DE MEDIDAS E CÁLCULOS DE FLUXO NO IPR-R1

No Capítulo 2, a Tabela 2.6 mostra um resumo dos valores de fluxo nos terminais de irradiação do IPR-R1 obtidos por cálculo teórico ou medidas experimentais, na atual configuração do núcleo, para 100kW, por outros autores. A Tabela 4.11 acrescenta os valores obtidos por este trabalho.

Tabela 4.11 – Comparativo de medidas e cálculos de fluxo no IPR-R1.

AUTOR	$\phi_{epi} \times 10^{10}$ (n.cm ⁻² .s ⁻¹) MG (*)	$\phi_h \times 10^{11}$ (n.cm ⁻² .s ⁻¹) MG (*)	$\phi_{epi} \times 10^{11}$ (n.cm ⁻² .s ⁻¹) TC (CENTRO)	$\phi_h \times 10^{12}$ (n.cm ⁻² .s ⁻¹) TC (CENTRO)	$\phi_{epi} \times 10^9$ (n.cm ⁻² .s ⁻¹) TP2	$\phi_h \times 10^{11}$ (n.cm ⁻² .s ⁻¹) TP2
ESTE TRABALHO: GRUPO 1	3,2±0,2	7,6±0,1	-	-	-	-
ESTE TRABALHO: GRUPO 2	3,5±0,1	8,2±0,2	2,6±0,1	2,8±0,1 (***)	3,3±0,2	2,4±0,2 (***)
ESTE TRABALHO: G1 + G2	3,4±0,2	8,1±0,3	2,6±0,1	2,8±0,1 (***)	3,3±0,2	2,4±0,2 (***)
DALLE (2005)	-	7,2 (**)	-	5,2 (**)	-	-
MENEZES E JAĆIMOVIĆ (2006)	2,91	6,3	-	-	-	-
SOUZA (2006)	-	6,6±0,4	-	4,10	-	-
FRANCO (2006)	2,7±0,4	5,9±1,0	1,6±0,4	2,9±1,0	-	-

(*) – valor médio; (**) – valor teórico estimado para 100kW;

(***) – Valores estimados usando médias de f ;

Para a MESA GIRATÓRIA, os valores nominais de fluxo obtidos neste trabalho são:

- fluxo epitérmico médio medido é cerca de 21% maior que a média das medidas de FRANCO (2006) e MENEZES E JACÍMOVIĆ (2006);
- fluxo térmico médio medido é cerca de 28% maior que a média das medidas de FRANCO (2006), MENEZES E JACÍMOVIĆ (2006) e SOUZA (2006) e é cerca de 18% maior que o valor estimado a partir dos cálculos teóricos de DALLE (2005).

Para o TUBO CENTRAL, o valor nominal do fluxo epitérmico é 64% maior que o obtido por FRANCO (2006). O valor do fluxo térmico foi calculado usando o valor médio de f , é aproximadamente igual ao obtido por FRANCO (2006).

Para o terminal pneumático, não existem dados na literatura para serem comparados aos deste trabalho, sendo portanto este dado inédito para o IPR-R1.

É importante observar o comportamento dos valores medidos e estimados do parâmetro f nos dispositivos de irradiação:

- $f \cong 11$ para o TUBO CENTRAL;
- $f \cong 24$ para a MESA GIRATÓRIA;
- $f \cong 71$ para o TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS.

Os resultados mostram que à medida que se afasta do centro para a periferia do núcleo do IPR-R1, o percentual de nêutrons termalizados é maior.

5 CONCLUSÃO

Com relação às medidas na MESA GIRATÓRIA:

- o valor da atividade específica induzida em uma determinada posição, depende da localização desta em relação à barra de controle e à barra de regulação;
- a atividade específica induzida nas posições de irradiação forma um perfil característico similar a duas corcovas;
- é possível identificar regiões da MESA GIRATÓRIA com variações similares. Uma região formada pelas posições 36, 37, 38, 39, 40, 1 e 2 com baixo valor nominal de fluxo de nêutrons e maior variabilidade destes valores. Outra região da posição 10 até a posição 30 com maiores valores nominais de fluxo de nêutrons e menor variabilidade destes valores. Dentro desta região, há uma pequena depressão nos valores de fluxo de nêutrons em torno da posição 20;
- a posição 40 tem o menor valor médio de atividade específica induzida e a maior variabilidade deste valor (cerca de 4%) devido sua proximidade à barra de regulação;
- os valores máximos de fluxo estão em torno das posições 10 e 30. As posições 7 e 33 correspondem a media do fluxo da MESA GIRATÓRIA. A variação entre os valores mínimos e máximos da atividade específica induzida para o material de referência foi cerca de 13%.
- os valores médios de fluxo térmico e epitérmico nas posições 5, 10, 15, 20, 25, 30, 35 e 40 foram respectivamente $(7,6 \pm 0,1) \times 10^{11} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ e $(3,2 \pm 0,2) \times 10^{10} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, para as medidas do Grupo1, e $(8,2 \pm 0,2) \times 10^{11} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ e $(3,5 \pm 0,1) \times 10^{10} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, para as medidas do grupo2. Para todo o conjunto dos dados obtidos, os valores médios de fluxo térmico e epitérmico foram $(8,1 \pm 0,3) \times 10^{11} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ e $(3,4 \pm 0,2) \times 10^{10} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, respectivamente;

- nas irradiações de 1 até 8 houve uma variação média da atividade específica induzida de 1%. Nas irradiações de 9 até 15, esta variação foi de 2%;
- houve um aumento de cerca de 9% entre os valores médios de fluxo, entre os grupos de medidas citados acima;
- a presença ou não do TUBO CENTRAL, contendo ou não amostras sob filtros de cádmio, não teve influência significativa no fluxo de nêutrons na MESA GIRATÓRIA tampouco o fato do IPR-R1 estar “quente” ou “frio”.

Com relação às medidas no TUBO CENTRAL:

- os valores de atividade específica induzida não indicaram mudança de comportamento do IPR-R1 a partir da nona irradiação. Houve uma maior variabilidade dos valores (cerca de 10%), na comparação com os valores obtidos para a MESA GIRATÓRIA;
- o valor do fluxo epitérmico obtido foi de $(2,6 \pm 3\%) \times 10^{11} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$;
- utilizando um valor médio de atividade específica induzida em amostras nuas para obtenção do parâmetro f , o valor calculado para o fluxo térmico foi de $(2,80 \pm 3,4\%) \times 10^{12} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$.

Com relação às medidas no TERMINAL PNEUMÁTICO DOIS:

- os valores de atividade específica induzida mostram uma variabilidade similar ao obtido para a média dos valores obtidos para a MESA GIRATÓRIA;
- para as irradiações de 1 até a 8, a flutuação dos valores de atividade foi de 2%. Para as irradiações posteriores à nona, houve uma flutuação de 1%. A variação entre a média dos valores de atividade obtidos entre estes dois grupos foi de 8%;
- valor do fluxo epitérmico obtido foi de $(3,31 \pm 4,7\%) \times 10^9 \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$;

- valor calculado do fluxo térmico, utilizando um valor médio de f , foi de $(2,35 \pm 9\%) \times 10^{11} \text{ n.cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$.

Com relação aos materiais e à metodologia adotada:

- os dados demonstram claramente a maior termalização do espectro neutrônico à medida que se afasta do centro para a periferia do núcleo do IPR-R1;
- no cálculo da atividade específica induzida, as maiores fontes de erro foram a área sob o fotopico, incerteza de cerca de 0,4%, e a eficiência absoluta do detector, incerteza de cerca de 2%;
- através dos dados obtidos pelo sistema de aquisição de dados do IPR-R1, pode-se avaliar que a ativação neutrônica das amostras durante os períodos de partida e desligamento do reator representa cerca de 1% da atividade específica induzida nas amostras irradiadas durante 1 hora, a 100kW;
- no caso de re-irradiações da mesma amostra em intervalos de aproximadamente duas semanas, a atividade residual é cerca de 0,6% da atividade ao final da irradiação e deve ser levada em conta nos cálculos, principalmente em muitas irradiações consecutivas;
- no presente trabalho, as medidas de *background* mostraram que os efeitos do mesmo foram desprezíveis;
- a atenuação da radiação gama através dos receptáculos porta-amostras foi estimada em cerca de 1%;
- em todas as irradiações de uma hora, não houve variações significativas das posições de barras durante a criticalidade (por efeitos de “envenenamento”, principalmente).

6 REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

ASSOCIAÇÃO BRASILEIRA DE NORMAS TÉCNICAS - ABNT. **Guia para expressão da incerteza de medição**, 2ª edição, 1998, 120p.

AGÊNCIA INTERNACIONAL DE ENERGIA ATÔMICA - AIEA. **Neutron Fluence Measurements**, Technical Reports Series, N.107, Viena , 1970, 165p.

AGÊNCIA INTERNACIONAL DE ENERGIA ATÔMICA - AIEA. **Handbook on Nuclear Activation Data** , technical reports series N.273, Viena, 1987, 828p.

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

BECKURTS, K. H.; WIRTZ K. **Neutron Physics**, Springer-Verlag, New York, 1964, 444p.

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

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**. 2005. 189p. Tese (Doutorado em Engenharia Química), Faculdade de Engenharia Química, Universidade Estadual de Campinas, Campinas, 2005.

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. ; WISPELAERE, A. ; KRAMER, G. N. ; ROBOUCH, P. ; SIMONITS, A. Synthetic multi-element standards for QC/QA of k_0 -NAA: study of composition, doping procedure and homogeneity, **Nuclear Instruments and Methods in Physics Research**, A 422 p.891–894, 1999.

ELNIMR, T. Improved measurements of the correction factors for Cd shielding on neutron monitoring foils, **Journal of Physics D: Applied Physics**, v.23 p.1278-1281, 1990.

FERREIRA, A. V. ; KASTNER, G. F. . Avaliação da aplicabilidade de método de análise por ativação neutrônica semi-paramétrica. In: INTERNATIONAL NUCLEAR ATLANTIC CONFERENCE , 2005, Santos.

FERREIRA, A. V. ; KASTNER, G. F. ; AMARAL, Â. M. ; GONTIJO, R. M. G. ; ALVES, A. P. Temporal Evaluation of TRIGA-IPR-R1 Neutronic Flux. In: INTERNATIONAL NUCLEAR ATLANTIC CONFERENCE, 2007, Santos.

FRANCO, M. B. **Levantamento de parâmetros nucleares do reator TRIGA Mark I IPR-R1 com configuração concêntrica visando a aplicação da técnica de ativação neutrônica paramétrica k_0** . 2006. 176p. Tese (Doutorado em Engenharia Química), Faculdade de Engenharia Química, Universidade Estadual de Campinas, Campinas, 2006.

GUIMARÃES, R. R. R. **Levantamento das Distribuições dos fluxos de nêutrons térmicos e rápidos no núcleo do reator IPR-R1**. 1985. 123p. Dissertação (Mestrado em Ciências e Técnicas Nucleares), Curso de Ciências e Técnicas Nucleares, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, 1985.

HERMAN M.; NICHOLS A. L. Update of x- and γ -ray decay data standards for detector calibration and other applications, INDC (NDS)-437, **IAEA NDS**, Dezembro 1998.

HØGDAHL, O. T. **Neutron absorption in pile neutron activation analysis**. Michigan, Universidade de Michigan, 1962, 65p., Relatório Técnico.

HUBBELL, J. H.; SELTZER, S. M. **Tables of X-Ray Mass Attenuation Coefficients and Mass Energy-Absorption Coefficients**. Disponível em <http://physics.nist.gov/PhysRefData/XrayMassCoef/ComTab/polyethylene.html>. Acesso em 29/1/2009.

INGELBRECHT C.; PEETERMANS F. Aluminium-gold reference material for the k_0 -Standardisation of neutron activation analysis, **Nuclear Instruments and Methods in Physics Research**, A303, p.119-122, 1991.

INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONICS ENGINEERS - IEEE. **Standard Test Procedures for Germanium Gamma-Ray Detectors**, IEEE Std 325-1996.

INSTITUTE FOR REFERENCE MATERIALS AND MEASUREMENTS - IAEA. **Certified Reference Material IRMM-530R**, Certificate of analysis, Geel, Belgium, 2007, 2p.

INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS - ICRU, **Fundamental Quantities and Units for Ionizing Radiation**, Report 60, IAEA, Dezembro 1998.

KNOLL, G. F. . **Radiation Detection and Measurement**, Segunda edição, John Wiley & sons, Inc, 1979, 754p.

KOREA ATOMIC ENERGY RESEARCH INSTITUTE - KAERI. **Nuclear data evaluation lab**. Disponível em <http://atom.kaeri.re.kr/>. Acesso em 29/1/2009.

LAMARSH, J. R.. **Introduction to Nuclear Engineering**, Addison-Wesley Publishing Company, 1975, 626p.

MARETTI JR, F. **Interferências na ativação neutrônica em reatores**. 1983. 72p. Dissertação (Mestrado em Ciências e Técnicas Nucleares), Curso de Ciências e Técnicas Nucleares, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, 1983.

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, 2005, Santos.

MEDNIS, I. V. Calculations of induced activity in the case of intermittent irradiation, **Journal of Radioanalytical Chemistry**, V.7, p.355—363, 1971.

MENEZES, M. Â. B. C.; SABINO, C. V. S.; FRANCO, M. B.; KASTNER, G. F.; ROSSI, E. H. M. k_0 - Instrumental Neutron Activation Establishment at CDTN, Brazil: A Successful Story. **Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry** , V.257, p.627-632, 2003.

MENEZES, M. Â. B. C. ; JACÍMOVIĆ, R. Optimised k_0 -instrumental neutron activation method using the TRIGA Mark I IPR-R1 reactor at CDTN/CNEN, Belo Horizonte, Brazil. **Nuclear Instruments & Methods in Physics Research A**, V.564, p.707-715, 2006.

MESQUITA, A. Z. **Investigação Experimental da Distribuição de Temperaturas no Reator Nuclear de Pesquisa TRIGA IPR-R1**. 2005. 195p. Tese (Doutorado em Engenharia Química), Faculdade de Engenharia Química, Universidade Estadual de Campinas, Campinas, 2005.

MESQUITA, A. Z. ; SOUZA, R. M. G.; . On-Line Monitoring of the Reactivity and Control Rods Worth at The IPR-R1 TRIGA Reactor. In: INTERNATIONAL NUCLEAR ATLANTIC CONFERENCE, 2007, Santos.

MUGHABGHAB S.F., Thermal neutron capture cross sections, resonance integrals and g-factors. Report, INDC (NDS)-440, **IAEA NDS**, Fevereiro 2003.

NATIONAL INSTITUTE OF STANDARDS AND TECHNOLOGY - NIST. **Physical Reference Data. Fundamental Physical Constants**. Disponível em <http://physics.nist.gov/cuu/Constants/index.html>. Acesso em 29/1/2009.

NATIONAL NUCLEAR DATA CENTER - NNDC. **Experimental nuclear reaction data**. Disponível em <http://www-nds.iaea.org/exfor/exfor.htm>. Acesso em 25/11/2008

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

ORTEC. **Experimentes in Nuclear Science, AN34 Laboratory Manual**, Third Edition, 1984, 172p.

PROFIO A. E. **Experimental Reactor Physics**, John Wiley & sons, 1976, 811p.

SANTORO, C. A. B. **Determinação do Espectro de Nêutrons no Reator TRIGA pelo Método de Ativação**. 1975. 127p. Dissertação (Mestrado em Ciências e Técnicas Nucleares), Curso de Ciências e Técnicas Nucleares, Universidade Federal de Minas Gerais, Belo Horizonte, 1975.

SOUZA, R. M. G. P. Thermal Neutron Flux Measurements in the Irradiation Facilities of the IPR-R1 TRIGA Reactor. In 3RD WORLD TRIGA USERS CONFERENCE, 2006, Belo Horizonte.

TSOULFANIDIS, N. **Measurement and detection of radiation**, Segunda edição, Taylor & Francis Publishers, 1995, 614p.

ZANGIROLAMI, D. M.; FERREIRA, A. V.; KASTNER, G. F.; AMARAL, Â. M.; GONTIJO, R. M. G.; SOUZA, L. P.; ALVES, A. P. Neutronic fluence rate at the TRIGA-IPR-R1 rotary specimen rack. In: INTERNATIONAL NUCLEAR ATLANTIC CONFERENCE, 2007, Santos.