



AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE
DE SÃO PAULO

**ESPECTROMETRIA GAMA EM ELEMENTOS
COMBUSTÍVEIS TIPO PLACA IRRADIADOS**

CARLOS ALBERTO ZEITUNI

Dissertação apresentada como parte
dos requisitos para obtenção do Grau
de Mestre em Ciências na Área de
Tecnologia Nuclear - Reatores.

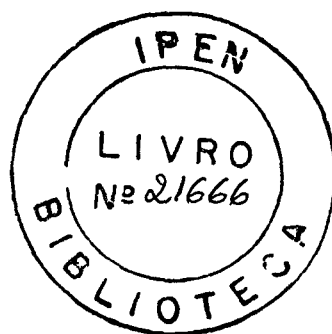
Orientador:
Dr. Luís Antônio Albiac Terremoto

**São Paulo
1998**

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

**ESPECTROMETRIA GAMA EM ELEMENTOS
COMBUSTÍVEIS TIPO PLACA IRRADIADOS**

CARLOS ALBERTO ZEITUNI



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

**Orientador:
Dr. Luís Antônio Albiac Terremoto**

SÃO PAULO

1998

*à minha mãe,
meu pai, meu irmão,
pois sem o apoio e ajuda deles
com certeza não chegaria aqui.*

AGRADEÇO

ao **Dr. Luís Antônio Albiac Terremoto**, meu orientador, amigo e “tutor moral”, não só pelo auxílio e direcionamento durante a execução deste trabalho, como por me mostrar e colocar na área nuclear.

ao **MSc. José Augusto Perrotta**, pelas diversas discussões sobre este trabalho e por todo o conhecimento de combustíveis nucleares que ele me passou.

ao **MSc. José Eduardo Rosa da Silva**, por todos os equipamentos de segurança da base de apoio que ele projetou, construiu e montou, diminuindo portanto pelo menos uns seis meses o tempo do término deste trabalho.

ao **Dr. Antônio Teixeira e Silva** e ao **Dr. Marcos Nogueira Martins**, por participarem da banca que aprovou este trabalho e com isso fornecerem diversas discussões novas que o enriqueceram ainda mais.

ao **CNPq**, Conselho Nacional de Desenvolvimento Científico e Tecnológico, pela bolsa concedida, o que possibilitou minha dedicação a este projeto de pesquisa.

ao **ipen-cnec/sp** e a sua Diretoria de Reatores (R), por me possibilitar a execução deste trabalho.

ao **CTM-SP**, Centro Tecnológico da Marinha, por nos ceder o equipamento e iniciar este projeto.

ao **MSc. Roberto Frajndlich**, chefe da divisão de operação de reatores (ROI), e a todos os operadores do reator IEA-R1m, em especial ao **MSc. José Roberto Berretta**, pelo posicionamento dos elementos combustíveis e auxílio durante as medidas de espectrometria gama no saguão da piscina do reator IEA-R1m.

aos **Eng. Reinaldo Sigahi** e **José Alfredo Gulielmino**, pela manufatura do tubo colimador e da base de apoio.

ao **MSc. Arlindo Gilson Mendonça**, por todo o tempo que ele perdeu me mostrando o funcionamento e tirando minhas dúvidas sobre o código DOT.

à **Dra. Marina Fallone Koskinas**, ao **Dr. Mauro da Silva Dias** e toda sua equipe, por todas as calibrações efetuadas, manufatura e empréstimos de fontes radioativas.

à **Dra. Hissae Miyamoto** e ao técnico **Marcos Maciel de Goes**, por localizarem e emprestarem fontes radioativas do rejeito para a execução do nosso trabalho.

ao **MSc. Gilberto Carvalho**, pela ajuda na recuperação das fontes radioativas utilizadas neste trabalho.

aos **José Carlos Sabino**, **Idacir Mantovani** e todas os técnicos da oficina mecânica do ipen-cnem/sp, pela montagem do conjunto colimador e manufatura das blindagens utilizadas neste trabalho.

ao **MSc. Tufic Madi Filho**, pelo empréstimo dos Dewars, do laboratório de experimentação nuclear e das fontes de calibração.

a todos os colegas da divisão de engenharia do núcleo (REN), da diretoria de reatores (R) e do ipen em geral por me aturarem durante estes anos.

a todos meus amigos por beberem minha parte nas muitas saídas (FFB, FFD, RPG, futebol, boliche e sinuca) que deixei de comparecer.

e

a todos os fabricantes e distribuidores de Vodka pelo combustível necessário a manufatura deste trabalho.

ESPECTROMETRIA GAMA EM ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS TIPO PLACA IRRADIADOS

Carlos Alberto Zeituni

RESUMO

Este trabalho apresenta os fundamentos teóricos e as técnicas experimentais utilizados para determinar, através do método não destrutivo de espectrometria gama, o grau de queima em diversos elementos combustíveis tipo placa irradiados no reator IEA-R1.

As medidas de espectrometria gama foram efetuadas através da análise de espectros resultantes da colimação e detecção de raios-gama emitidos no decaimento de produtos de fissão radioativos, utilizando um aparato experimental instalado na área da piscina de estocagem do reator IEA-R1.

Com a finalidade de obter resultados absolutos para o grau de queima, o aparato experimental foi previamente calibrado em energia e eficiência.

Uma comparação entre os resultados experimentais e seus correspondentes fornecidos por meio de cálculos neutrônicos é estabelecida ao final deste trabalho, para três tipos diferentes de elementos combustíveis que apresentavam tempos de estocagem distintos, tanto do tipo HEU quanto do LEU.

Os resultados obtidos exibiram boa concordância dentro dos erros inerentes ao método experimental adotado.

A determinação do grau de queima é parte integrante do processo de qualificação dos elementos combustíveis, servindo para indicar eventuais alterações a serem implementadas nos mesmos visando otimizar o ciclo do combustível nuclear.

GAMMA-RAY SPECTROMETRY ON SPENT MTR FUEL ELEMENTS

Carlos Alberto Zeituni

ABSTRACT

This work presents the theoretical foundations and the experimental techniques used to determine, by means of non-destructive gamma-ray spectrometry, the burnup of several MTR fuel elements irradiated in the IEA-R1 research reactor.

The gamma-ray spectrometry measurements, based on analysis of spectra that result from colimation and detection of gamma-rays emitted by radioactive fission products, were performed at the storage pool area of the IEA-R1 research reactor.

In order to achieve absolute burnup values, the experimental apparatus was previously calibrated in energy and efficiency.

The obtained burnup values were compared with calculational ones provided by neutronics, for three kinds of fuel elements that present different storage times, and they can be HEU and LEU.

The obtained results were good inside the inherent errors of the experimental method used.

Burnup determination is part of the fuel elements qualification process and plays an important role in optimizing the nuclear fuel cycle.

GAMMA-RAY SPECTROMETRY ON SPENT MTR FUEL ELEMENTS

Carlos Alberto Zeituni

ABSTRACT

This work presents the theoretical foundations and the experimental techniques used to determine, by means of non-destructive gamma-ray spectrometry, the burnup of several MTR fuel elements irradiated in the IEA-R1 research reactor.

The gamma-ray spectrometry measurements, based on analysis of spectra that result from colimation and detection of gamma-rays emitted by radioactive fission products, were performed at the storage pool area of the IEA-R1 research reactor.

In order to achieve absolute burnup values, the experimental apparatus was previously calibrated in energy and efficiency.

The obtained burnup values were compared with calculational ones provided by neutronics, for three kinds of fuel elements that present different storage times, and they can be HEU and LEU.

The obtained results were good inside the inherent errors of the experimental method used.

Burnup determination is part of the fuel elements qualification process and plays an important role in optimizing the nuclear fuel cycle.

ÍNDICE

FOLHA DE ROSTO	I
AGRADECIMENTOS.....	III
RESUMO.....	V
ABSTRACT.....	VI
ÍNDICE	VII
NOMENCLATURA E ABREVIATURAS	IX
CAPÍTULO 1 – INTRODUÇÃO TEÓRICA.....	1
1.1 – Apresentação.....	1
1.1.1 – Fundamentos gerais	2
1.1.2 – Vantagens e desvantagens no uso da espectrometria gama	3
1.2 – Estudo da queima.....	4
1.2.1 – Escolha do monitor de queima	4
1.2.2 – Estimativa do número total de núcleos fissionados.....	7
1.3 – Elementos combustíveis tipo placa ou MTR (material testing reactor)	8
1.4 – Correções devidas à atenuação	9
1.5 – Determinação do grau de queima	18
1.6 – Estimativa do grau de queima máximo	21
CAPÍTULO 2 – TÉCNICAS EXPERIMENTAIS.....	23
2.1 – Equipamento	23
2.1.1 – Considerações gerais.....	23
2.1.2 – Tubo colimador	25
2.1.3 – Detector HPGe e módulos eletrônicos	27
2.2 – Calibração em energia	29
2.3 – Calibração em eficiência	30
2.3.1 – Introdução	30
2.3.2 – Eficiência absoluta intrínseca do detector HPGe.....	30
2.3.3 – Áreas a_j	35
2.4 – Medidas de espectrometria gama	44

2.5 – Análise das medidas	46
CAPÍTULO 3 – RESULTADOS	49
3.1 – Medida preliminar	49
3.2 – Medidas da radiação de fundo da piscina de estocagem	52
3.3 – Medidas nos elementos combustíveis irradiados	52
3.3.1 – Introdução	52
3.3.2 – Elementos combustíveis retirados do núcleo há mais de dois anos.....	54
3.3.3 – Elementos combustíveis retirados do núcleo há menos de dois anos.....	56
3.3.4 – Resultados das medidas nos elementos combustíveis	58
3.3.5 – Comparação entre resultados experimentais e cálculos neutrônicos	62
3.3.6 – Estimativa do grau de queima máximo nos elementos combustíveis medidos	64
CAPÍTULO 4 – CONCLUSÃO	67
APÊNDICE A	69
APÊNDICE B	74
APÊNDICE C	76
APÊNDICE D	77
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS.....	87

NOMENCLATURA E ABREVIATURAS

Para caracterizar as grandezas físicas mencionadas ao longo do presente trabalho, são utilizados os seguintes símbolos, notações e unidades :

A - Atividade de uma fonte de calibração emissora de raios-gama (Bq).

Área - Área de um fotopico (contagens).

a - Espessura da camada de alumínio que reveste cada uma das placas componentes de um elemento combustível (cm).

a_j - Área da circunferência definida pelo ângulo sólido de detecção sobre o plano central do cerne da j -ésima placa de um elemento combustível (cm^2).

b - Distância existente entre duas placas consecutivas de um elemento combustível (cm).

C_1 - Espessura da camada de água existente entre a superfície da última placa de um elemento combustível e a extremidade inferior do tubo colimador (cm).

C_2 - Espessura da janela de alumínio do tubo colimador (cm).

D - Atividade total de um elemento combustível irradiado devida a um monitor de queima escolhido (Bq).

D - Distância mantida entre a janela do detector HPGe e o orifício circular frontal da fonte de ^{137}Cs durante as medidas de calibração da mesma (cm).

d - Diâmetro da circunferência definida sobre o plano central do cerne de uma placa combustível pelo ângulo sólido de detecção (cm).

d_j - Distância entre a extremidade inferior do tubo colimador e o centro do cerne da j -ésima placa de um elemento combustível (cm).

E_γ - Energia do raio-gama emitido (keV).

$F_j = K^{18-j}$ - Índice de correção devido à atenuação experimentada pelos raios-gama emitidos no cerne da j -ésima placa.

f - Fator de correção que leva em conta o decaimento de átomos do monitor de queima ocorrido durante diferentes períodos de irradiação e diferentes potências.

f_x - Razão entre os valores máximo e médio das áreas do fotopico obtidas para os perfis de queima medidos ao longo do comprimento ativo.

f_y - Razão entre os valores máximo e médio das áreas do fotopico obtidas para os perfis de queima medidos ao longo da largura ativa.

f_{xy} - Parâmetro resultante do produto $f_x \cdot f_y$.

G - Fator de correção geométrica.

g - Largura do "gap" existente no detector HPGe entre a janela de alumínio e a base do cristal de germânio (cm).

$g_a(T)$ - Fator de correção para a seção de choque média de absorção para nêutrons térmicos.

$g_f(T)$ - Fator de correção para a seção de choque média de fissão para nêutrons térmicos.

H - Distância mantida entre uma fonte emissora de raios-gama e o centro da base do cristal de germânio contido no detector HPGe durante medidas de calibração (cm).

h - Distância mantida entre o centro de uma fonte gama emissora puntiforme e o centro da janela de alumínio do detector HPGe durante medidas de calibração (cm).

I - Intensidade da radiação gama emitida por um dado elemento de volume com auto-atenuação (número de raios-gama emitidos/s).

I_0^* - Intensidade da radiação gama emitida por um dado elemento de volume sem auto-atenuação (número de raios-gama emitidos/s).

I_γ - Intensidade absoluta de emissão do raio-gama (número de raios-gama de uma dada energia emitido por desintegração).

j - Índice que designa cada placa de um elemento combustível.

k_1 - Índice de correção devido à auto-atenuação dos raios-gama no combustível nuclear em meio ao qual são emitidos.

k_2 , k_3 , K - Índices de correção devido à atenuação dos raios-gama em materiais diversos.

L - Comprimento total do tubo colimador (cm).

l - Comprimento ativo de cada placa componente de um elemento combustível (cm).

|MC| - Matriz de covariância para o ajuste efetuado nos pontos experimentais da eficiência absoluta intrínseca ε_γ do detector HPGe em função da energia E_γ dos raios-gama incidentes.

m_0 - Massa original de ^{235}U existente em um elemento combustível (g).

N_0^{U} - Número inicial de átomos de urânio existente em um elemento combustível.

N_{U}^0 - Número inicial de átomos de ^{235}U existente em um elemento combustível.

N_0 - Número total de átomos do monitor de queima existente no elemento combustível imediatamente após o fim do último período de irradiação.

n - Número total de períodos de irradiação a que foi submetido um elemento combustível.

P_k - Potência média relativa a que foi submetido um dado elemento combustível durante o k-ésimo período de irradiação.

\bar{Q} - Valor médio para o número total de contagens registrado no detector por unidade de tempo (número de contagens/s).

R - Raio da base do cristal de germânio contido no detector HPGe (cm).

R' - Raio do feixe de raios-gama que incide na janela do detector HPGe durante as medidas de atividade da fonte de ^{137}Cs (cm).

r - Raio do orifício circular frontal da fonte de ^{137}Cs utilizada nas medidas de a_j (cm).

r' - Raio da fenda colimadora (cm).

s - Espessura total do cerne de uma placa combustível (cm).

T - Tempo de medida decorrido na obtenção de um espectro de raios-gama (s).

$T_{1/2}$ - Meia-vida de um isótopo radioativo (s).

T - Temperatura absoluta do combustível nuclear (K).

$T_0 = 293,16 \text{ K}$ - Temperatura absoluta correspondente a 20^0 C .

t_c - Intervalo de tempo decorrido entre o fim do último período de irradiação a que foi submetido um elemento combustível e o início das medidas de espectrometria gama no mesmo (s).

t_k - Duração do k-ésimo período de irradiação a que foi submetido um elemento combustível (s).

t_0 - Tempo total de irradiação de um elemento combustível (s).

V - Volume (cm^3).

w - Largura ativa de cada placa de um elemento combustível (cm).

y - Rendimento médio do monitor de queima na fissão do ^{235}U .

y_r - Rendimento do monitor de queima na fissão de um núcleo por nêutrons rápidos.

y_t - Rendimento do monitor de queima na fissão de um núcleo por nêutrons térmicos.

ΔU - Massa total de ^{235}U fissionada em um elemento combustível (g).

δ - Grau de enriquecimento do urânio em ^{235}U .

δ_ϵ - Incerteza no valor da eficiência absoluta intrínseca do detector HPGe.

ϵ_γ - Eficiência absoluta intrínseca do detector HPGe para raios-gama de uma determinada energia.

$\lambda = \ln 2/T_{1,2}$ - Constante de decaimento de um isótopo radioativo (s^{-1}).

μ - Coeficiente de atenuação linear do material que constitui o cerne de uma placa combustível para raios-gama de uma determinada energia (cm^{-1}).

μ_a - Coeficiente de atenuação linear da água para raios-gama de uma determinada energia (cm^{-1}).

μ_{ar} - Coeficiente de atenuação linear do ar atmosférico para raios-gama de uma determinada energia (cm^{-1}).

μ_{Al} - Coeficiente de atenuação linear do alumínio para raios-gama de uma determinada energia (cm^{-1}).

μ_i - Coeficiente de atenuação linear de um elemento químico genérico para raios-gama de uma determinada energia (cm^{-1}).

ρ - Atividade específica de um elemento de volume irradiado (número de raios-gama emitidos pelo elemento irradiado/cm³.s).

$\bar{\rho}$ - Valor médio da atividade específica de uma placa combustível irradiada (número médio de raios-gama emitidos pela placa irradiada/cm³.s).

ρ_c - Massa específica do material contido no cerne de uma placa combustível (g/cm³).

ρ_i - Massa específica de um elemento químico genérico (g/cm³).

σ_a - Seção de choque média de absorção ($b \equiv 10^{-24}$ cm²).

$\sigma_a(E_0)$ - Seção de choque de absorção para nêutrons com energia cinética $E_0 = 0,0252$ eV ($b \equiv 10^{-24}$ cm²).

σ_c - Seção de choque média de captura radiativa ($b \equiv 10^{-24}$ cm²).

σ_f - Seção de choque média de fissão ($b \equiv 10^{-24}$ cm²).

$\sigma_f(E_0)$ - Seção de choque de fissão para nêutrons com energia cinética $E_0 = 0,0252$ eV ($b \equiv 10^{-24}$ cm²).

σ_{ar} - Seção de choque média de absorção para nêutrons rápidos ($b \equiv 10^{-24}$ cm²).

σ_{cr} - Seção de choque média de captura radiativa para nêutrons rápidos ($b \equiv 10^{-24}$ cm²).

σ_{fr} - Seção de choque média de fissão para nêutrons rápidos ($b \equiv 10^{-24}$ cm²).

σ_{at} - Seção de choque média de absorção para nêutrons térmicos ($b \equiv 10^{-24}$ cm²).

σ_{ct} - Seção de choque média de captura radiativa para nêutrons térmicos ($b \equiv 10^{-24}$ cm²).

σ_{ft} - Seção de choque média de fissão para nêutrons térmicos ($b \equiv 10^{-24}$ cm²).

τ_k - Intervalo de tempo decorrido entre o final do k-ésimo período de irradiação e o término da irradiação de um elemento combustível (s).

ϕ - Fluxo médio de nêutrons (número médio de nêutrons/cm².s).

$\bar{\phi}_r$ - Fluxo médio de nêutrons rápidos (número médio de nêutrons rápidos/cm².s).

$\bar{\phi}_t$ - Fluxo médio de nêutrons térmicos (número médio de nêutrons térmicos/cm².s).

ϕ - Diâmetro do orifício circular frontal da fonte de ¹³⁷Cs utilizada nas medidas de a_j (cm).

Ω - Ângulo sólido de detecção (sr).

Detector HPGe - Detector semicondutor com cristal de germânio hiperpuro.

Nêutrons rápidos - Nêutrons com energia cinética maior que 0,625 eV.

Nêutrons térmicos - Nêutrons com energia cinética menor ou igual a 0,625 eV.

CAPÍTULO 1 – INTRODUÇÃO TEÓRICA

1.1 – Apresentação

Desde o início do funcionamento do reator de pesquisas IEA-R1, em setembro de 1957, do ipen-cnem/sp, a análise do grau de queima dos elementos combustíveis irradiados é feita por meio de cálculos nêutronicos, e estes cálculos necessitam de uma verificação experimental.

Espectrometria gama em elementos combustíveis irradiados consiste num meio de avaliação da validade e confiabilidade da teoria, pois os resultados experimentais que fornece podem ser diretamente comparados com aqueles previstos por cálculos neutrônicos.

Além disso, com esta análise não-destrutiva é possível obter os perfis de queima e estimar o grau de queima máximo nos elementos combustíveis irradiados, enquanto que os cálculos neutrônicos geralmente fornecem somente o grau de queima médio destes elementos combustíveis.

Por tudo isso, o objetivo principal deste trabalho é estabelecer uma metodologia e projetar um equipamento que permita determinar o grau de queima por espectrometria gama em elementos combustíveis tipo placa que já foram e serão irradiados no reator IEA-R1.

O ipen-cnem/ sp, no momento, produz elementos combustíveis para reatores de pesquisa, o que torna fundamental criar técnicas e/ou métodos para permitir a análise destes elementos combustíveis. A forma mais rápida para implantação destas técnicas de análise pós-irradiação é efetuar ensaios não destrutivos na área das piscinas de estocagem de combustível irradiado, uma vez que não há perspectiva de curto prazo para a construção de um laboratório com células quentes no país.

1 . 1 . 1 – Fundamentos gerais

A espectrometria gama em combustíveis nucleares irradiados é um ensaio não destrutivo realizado em piscinas de estocagem. Baseia-se no fato de que a distribuição e intensidade da radiação gama emitida nos processos de decaimento dos produtos de fissão presentes no combustível irradiado (espectro gama) estão relacionadas à queima, distribuição de potência ao longo do combustível. Consiste num meio de avaliação da validade e confiabilidade das análises teóricas, uma vez que os resultados experimentais que fornece podem ser comparados diretamente com aqueles previstos por cálculos neutrônicos.

A determinação da queima sofrida por elementos combustíveis irradiados é importante, pois pode indicar alterações a serem feitas nas especificações destes combustíveis com a finalidade de obter uma melhor utilização dos mesmos e otimizar o ciclo do combustível nuclear. Esta determinação é efetuada a partir da medida da atividade gama absoluta de um dado produto de fissão, denominado monitor de queima.

Nestas circunstâncias, um monitor de queima adequado é aquele que apresenta meia-vida longa em relação ao tempo total de irradiação, seção de choque de captura de nêutrons baixa, pequena migração ao longo do combustível, espectro gama de alta energia e formação em quantidades aproximadamente iguais por fissão do ^{235}U , ^{238}U e ^{239}Pu tanto por nêutrons térmicos quanto por nêutrons rápidos. A queima mede a quantidade de material fissil consumida durante o tempo de irradiação.

O método de espectrometria gama procura relacionar a atividade gama absoluta proveniente do decaimento dos produtos de fissão de meia-vida longa com a queima, ou seja, utiliza os produtos de fissão como monitores de queima.

Assim, a queima é determinada diretamente a partir de equações que a relacionam com a atividade gama absoluta medida. Convém entretanto destacar que tal medida exige o conhecimento da eficiência absoluta do aparato experimental e controle rigoroso da geometria do sistema de detecção utilizado.

1 . 1 . 2 – Vantagens e desvantagens no uso da espectrometria gama

Comparado com outros métodos que podem ser utilizados para determinar o grau de queima em combustíveis nucleares irradiados, a espectrometria gama apresenta as seguintes vantagens:

- É um método não-destrutivo, logo o combustível nuclear irradiado permanece íntegro durante as medidas, impedindo a liberação de produtos de fissão;
- Em relação aos métodos químicos de determinação de queima é considerado mais preciso e rápido, além de não exigir a destruição do combustível nuclear irradiado;
- Possibilita a determinação do número de núcleos físeis remanescentes no combustível nuclear irradiado e o cálculo da diminuição das quantidades de ^{235}U , ^{238}U e ^{239}Pu ocorrida no mesmo, permitindo inclusive avaliar a conveniência da volta do combustível nuclear examinado para o núcleo do reator;
- Apresenta baixo custo de utilização desde que já se possua os equipamentos necessários;
- Durante a realização do ensaio, os pesquisadores ficam sujeitos a uma taxa de exposição mínima, já que o combustível irradiado estará a cerca de dois metros abaixo da superfície da água.

As desvantagens do método de espectrometria gama são:

- Apresenta um erro significativo associado às dificuldades na medida da eficiência absoluta do aparato experimental a ser utilizado;
- Requer registros detalhados e precisos do tempo e potência de irradiação a que foi submetido o combustível nuclear a ser examinado;
- A radiação de fundo deve ser a mais baixa possível para que não interfira no resultado das medidas.

1 . 2 – Estudo da queima

1 . 2 . 1 – Escolha do monitor de queima

A primeira etapa para a determinação da queima sofrida por um combustível nuclear irradiado é a escolha de um ou mais monitores de queima. Um monitor ideal é aquele que apresenta as seguintes características :

- Em cada fissão sofrida por um núcleo pesado, o monitor deve ser produzido numa quantidade aproximadamente constante, para que a produção do monitor seja proporcional ao nível de queima;
- O monitor e seus precursores devem ter baixa seção de choque de captura de nêutrons, de maneira que a correção devida à perda por absorção possa ser desprezada;
- O monitor deve apresentar baixa migração ao longo do combustível, pois se o monitor e seus precursores forem voláteis, eles sofrerão um deslocamento em relação às suas posições de formação e, conseqüentemente, o valor da queima determinado acabará por sofrer distorções;
- O monitor deve possuir meia-vida longa em relação ao tempo total de irradiação, para que a proporcionalidade entre o número de núcleos do monitor e o número de fissões seja válida;
- O espectro emitido pelo monitor deve conter raios-gama de alta energia, o que diminui os efeitos de atenuação a que os mesmos estão sujeitos ao emergirem do combustível nuclear irradiado.

Pelos motivos apresentados acima, relacionamos na tabela 1 os possíveis monitores de queima e discutimos a seguir a viabilidade do uso de cada um deles.

O ^{137}Cs é considerado o monitor de queima mais adequado, uma vez que apresenta meia-vida relativamente longa (30,14 anos), possui assim como seus precursores baixa seção de choque de captura de nêutrons e a formação deste nuclídeo ocorre em quantidades aproximadamente iguais por fissão do ^{235}U , ^{238}U e ^{239}Pu tanto por nêutrons térmicos quanto por nêutrons rápidos. Entretanto, para utilizar o ^{137}Cs como monitor de queima, é necessário que a temperatura do combustível nuclear a ser

examinado não tenha ultrapassado 700°C, pois acima desta temperatura os compostos de céσιο sofrem migração^[1].

A energia do raio-gama emitido no decaimento do ¹³⁷Cs perfaz 661,6 keV, o que exige cerca de dois anos de espera após encerrada a irradiação do combustível nuclear para que o fotopico correspondente a este raio-gama possa ser observado com boa resolução durante as medidas^[2], sem ser encoberto pela região contínua de espalhamento Compton e pelo surgimento de picos de escape resultantes de raios-gama com energia mais elevada emitidos por produtos de fissão radioativos com meia-vida curta e maior atividade.

Produto de fissão	T _{1/2}	E _γ (keV)	I _γ (%)	²³⁵ U		²³⁸ U	²³⁹ Pu	
				y _t (%)	y _r (%)	y _r (%)	y _t (%)	y _r (%)
¹³⁷ Cs	30,14 a	661,6	85,1	6,2109	6,1624	5,9680	6,6209	6,4895
¹³⁴ Cs	2,06 a	604,7	97,6	6,7031 (¹³³ Cs)	6,6264 (¹³³ Cs)	6,5853 (¹³³ Cs)	7,0278 (¹³³ Cs)	6,9209 (¹³³ Cs)
		795,8	85,4					
		569,3	15,4					
		801,9	8,73					
		563,2	8,38					
¹⁰⁶ Ru / ¹⁰⁶ Rh	371,6 d	511,9	20,70	0,3996	0,5555	2,5520	4,3085	4,3763
		621,9	9,81					
		1050,3	1,50					
¹⁴⁴ Ce / ¹⁴⁴ Pr	284,9 d	133,5	11,10	5,4824	5,2768	4,5017	3,7376	3,7439
		696,5	1,34					
		80,1	1,13					
		2185,7	0,70					
¹⁴⁰ Ba / ¹⁴⁰ La	12,75 d	1596,5	109,9	6,2963	6,1281	5,9790	5,5568	5,2930
		487,0	52,9					
⁹⁵ Zr	64,03 d	756,7	55,40	6,4946	6,3717	5,1299	4,8883	4,6623
		724,2	43,70					
		235,7	0,24					
¹⁰³ Ru / ¹⁰³ Rh	39,25 d	497,1	89,50	3,0404	3,2647	6,2363	6,9508	6,8511
		610,3	5,64					
		557,0	0,832					

Tabela 1- Características principais de alguns produtos de fissão que podem ser utilizados como monitor de queima em medidas de atividade gama absoluta^[3-5].

O ¹³⁴Cs apresenta a desvantagem de ser resultante da captura de nêutrons pelo ¹³³Cs (estável) produzido na fissão, de maneira que o uso deste isótopo como monitor de

queima requer conhecimento detalhado sobre os valores médios do fluxo e da energia dos nêutrons incidentes no combustível nuclear durante o tempo total de irradiação, assim como da seção de choque da reação de captura radiativa $^{133}\text{Cs}(n,\gamma)^{134}\text{Cs}$. Para nêutrons com energia cinética $E_0 = 0,0252$ eV, o valor da seção de choque desta reação perfaz^[6] 29 b.

O $^{106}\text{Ru} / ^{106}\text{Rh}$ apresenta baixa seção de choque de captura radiativa de nêutrons e meia-vida pouco maior que um ano. Entretanto, a formação deste isótopo por fissão do ^{239}Pu é cerca de nove vezes maior que a formação do mesmo por fissão do ^{235}U , o que torna necessário estimar a quantidade de ^{106}Ru produzida tanto pela fissão do ^{235}U como pela fissão do ^{239}Pu .

O $^{144}\text{Ce} / ^{144}\text{Pr}$ emite um raio-gama com energia elevada (2185,7 keV). Ao lado desta característica favorável, este isótopo possui meia-vida relativamente curta (284,9 dias), baixa intensidade absoluta de emissão do raio-gama com energia elevada (0,007) e formação por fissão do ^{235}U diferente da formação por fissão do ^{239}Pu .

A utilização dos isótopos $^{140}\text{Ba} / ^{140}\text{La}$, $^{103}\text{Ru} / ^{103}\text{Rh}$ e ^{95}Zr como monitores de queima fica restrita aos casos em que o tempo total de irradiação e o tempo decorrido após encerrado o mesmo são relativamente curtos, pois a meia-vida destes produtos de fissão é curta (respectivamente 12,75 dias, 39,25 dias e 64,03 dias).

Por estes motivos, utilizaremos os monitores de queima de acordo com a tabela 2.

Situação do combustível		Monitor indicado	E_γ (keV)	I_γ
Irradiação	Estocagem			
Até 40 dias	> 9 dias	$^{140}\text{Ba} / ^{140}\text{La}$	1596,5	1,099
Até 200 dias	> 40 dias	^{95}Zr	724,2	0,437
			756,7	0,554
≥ 1000 dias	Até 2 anos	$^{144}\text{Ce} / ^{144}\text{Pr}$	2185,7	0,007
> 1800 dias	> 2 anos	^{137}Cs	661,6	0,851

Tabela 2 – Características principais dos monitores de queima a serem utilizados em medidas de espectrometria gama, de acordo com a situação do combustível a ser analisado.

1.2.2 – Estimativa do número total de núcleos fissionados

Na determinação da queima ocorrida em um dado combustível nuclear irradiado, a massa total de ^{235}U consumida é calculada diretamente a partir da atividade gama absoluta medida para um monitor de queima escolhido. Para avaliar se este cálculo deve considerar também a massa total de ^{238}U e ^{239}Pu consumida, torna-se necessário fazer uma estimativa do número total de núcleos fissionados de ^{235}U , ^{238}U e ^{239}Pu durante todo o tempo de irradiação do combustível, com a finalidade de estabelecer uma comparação entre os valores obtidos para cada um destes isótopos.

No que se refere ao grau de enriquecimento em ^{235}U , o combustível nuclear já irradiado no reator de pesquisa IEA-R1 é classificado em dois tipos^[7]:

- a) combustível com alto grau de enriquecimento inicial (93,15 %), designado por HEU (high enriched uranium);
- b) combustível com baixo grau de enriquecimento inicial (19,75 %), designado por LEU (low enriched uranium);

Está claro que, na irradiação do combustível tipo HEU, os núcleos fissionados são essencialmente de ^{235}U . A questão consiste em avaliar se tal hipótese pode ser aplicada também ao combustível tipo LEU.

Pode-se estimar o número total de núcleos de ^{235}U , ^{238}U e ^{239}Pu fissionados em um combustível nuclear irradiado no reator de pesquisa IEA-R1, a partir de equações diferenciais que descrevem o consumo destes nuclídeos como função do tempo de irradiação^[8,9] (ver apêndice A). Para efetuar esta estimativa, utilizaremos valores médios característicos para os parâmetros de operação do reator IEA-R1. Assim, supondo a irradiação de combustível nuclear tipo LEU, operação de 40 horas semanais do reator durante 15 anos, fluxo médio de nêutrons térmicos $\bar{\phi}_t = 1,54 \cdot 10^{13}$ nêutrons/cm².s, fluxo médio de nêutrons rápidos $\bar{\phi}_r = 3,34 \cdot 10^{13}$ nêutrons/cm².s e valores médios das seções de choque levando em consideração efeitos de temperatura, são obtidos os resultados $N_f(^{235}\text{U}) \cong 70 N_f(^{238}\text{U})$ e $N_f(^{235}\text{U}) \cong 89 N_f(^{239}\text{Pu})$.

Nestas circunstâncias, a massa total de ^{235}U fissionada em um combustível nuclear irradiado no reator IEA-R1 pode ser calculada diretamente a partir da atividade gama absoluta medida para um monitor de queima escolhido, sem a necessidade de considerar também a massa total de ^{238}U e ^{239}Pu consumida, uma vez que a incerteza

decorrente desta aproximação é inferior ao erro experimental relativo total mínimo de $\pm 3,1\%$ estimado^[10] para o método de espectrometria gama.

1.3 – Elementos combustíveis tipo placa ou MTR (material testing reactor)

Os elementos combustíveis padrão tipo placa ou MTR (material testing reactor), utilizados no reator IEA-R1, compõem-se de 18 placas combustíveis planas paralelas, montadas mecanicamente em dois suportes laterais de alumínio com ranhuras. As dimensões de cada elemento combustível perfazem (77,1 x 81,0) mm por 880 mm de altura. A figura 1 mostra a seção longitudinal de um elemento combustível padrão e a estrutura de duas placas combustíveis sucessivas deste elemento.

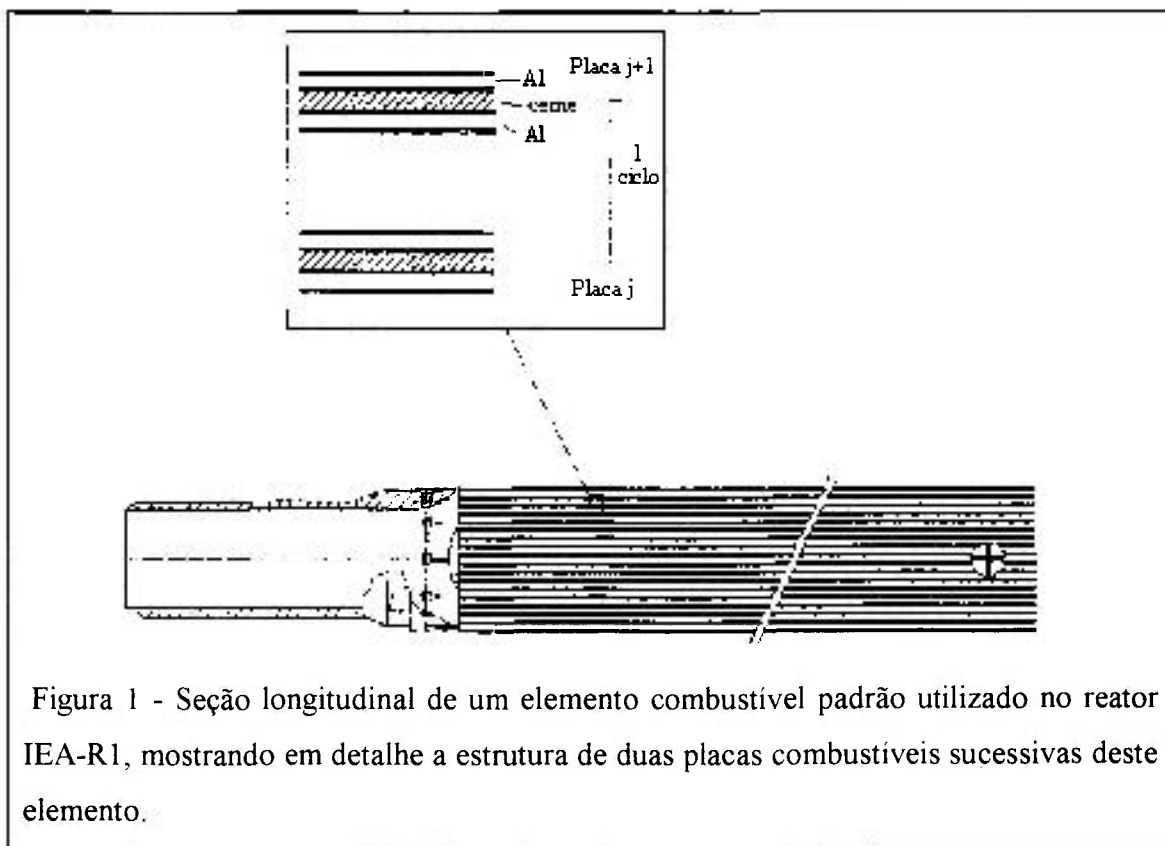


Figura 1 - Seção longitudinal de um elemento combustível padrão utilizado no reator IEA-R1, mostrando em detalhe a estrutura de duas placas combustíveis sucessivas deste elemento.

As placas combustíveis contém um cerne, onde está localizado o material combustível propriamente dito, revestido por duas camadas de alumínio. A espessura de cada placa combustível totaliza 0,152 cm, enquanto a distância entre duas placas

sucessivas em um mesmo elemento é 0,289 cm. Cada uma das 18 placas tem em média aproximadamente 10 g de ^{235}U .

Selecionou-se, para medida, diferentes tipos de elementos combustíveis irradiados que apresentavam tempos de estocagem bastante diversificados, com a finalidade de testar o método e o equipamento de espectrometria gama. O critério de escolha utilizado para determinar se um elemento combustível irradiado seria ou não medido foi o teste de inspeção visual, realizado na piscina de estocagem do reator de pesquisa IEA-R1. Alguns poucos elementos combustíveis que lá se encontram armazenados apresentam pequenos pites de corrosão ou leves sinais de amassaduras em algumas placas combustíveis^[7]. Diante destas evidências, foram selecionados para medidas de espectrometria gama apenas os elementos combustíveis nos quais ficou constatado não existir qualquer indício da presença destas imperfeições. A lista dos elementos combustíveis irradiados selecionados para medida e suas especificações mais detalhadas estão no apêndice B.

1.4 – Correções devidas à atenuação

Mostramos na figura 2 um esquema do aparato experimental utilizado nas medidas de espectrometria gama realizadas na área da piscina de estocagem do reator IEA-R1, para melhor compreensão das atenuações que devem ser consideradas. Uma descrição mais detalhada de cada componente deste aparato será fornecida no próximo capítulo.

Ao se efetuar medidas da atividade gama absoluta em elementos combustíveis irradiados, correções decorrentes da atenuação dos raios-gama devem ser consideradas. No cálculo destas correções será adotado o sistema de coordenadas mostrado na figura 3 em relação a um elemento combustível posicionado horizontalmente.

A primeira correção a ser considerada resulta da atenuação experimentada pelos raios-gama ao atravessarem o cerne da placa no qual são emitidos, efeito denominado auto-atenuação.

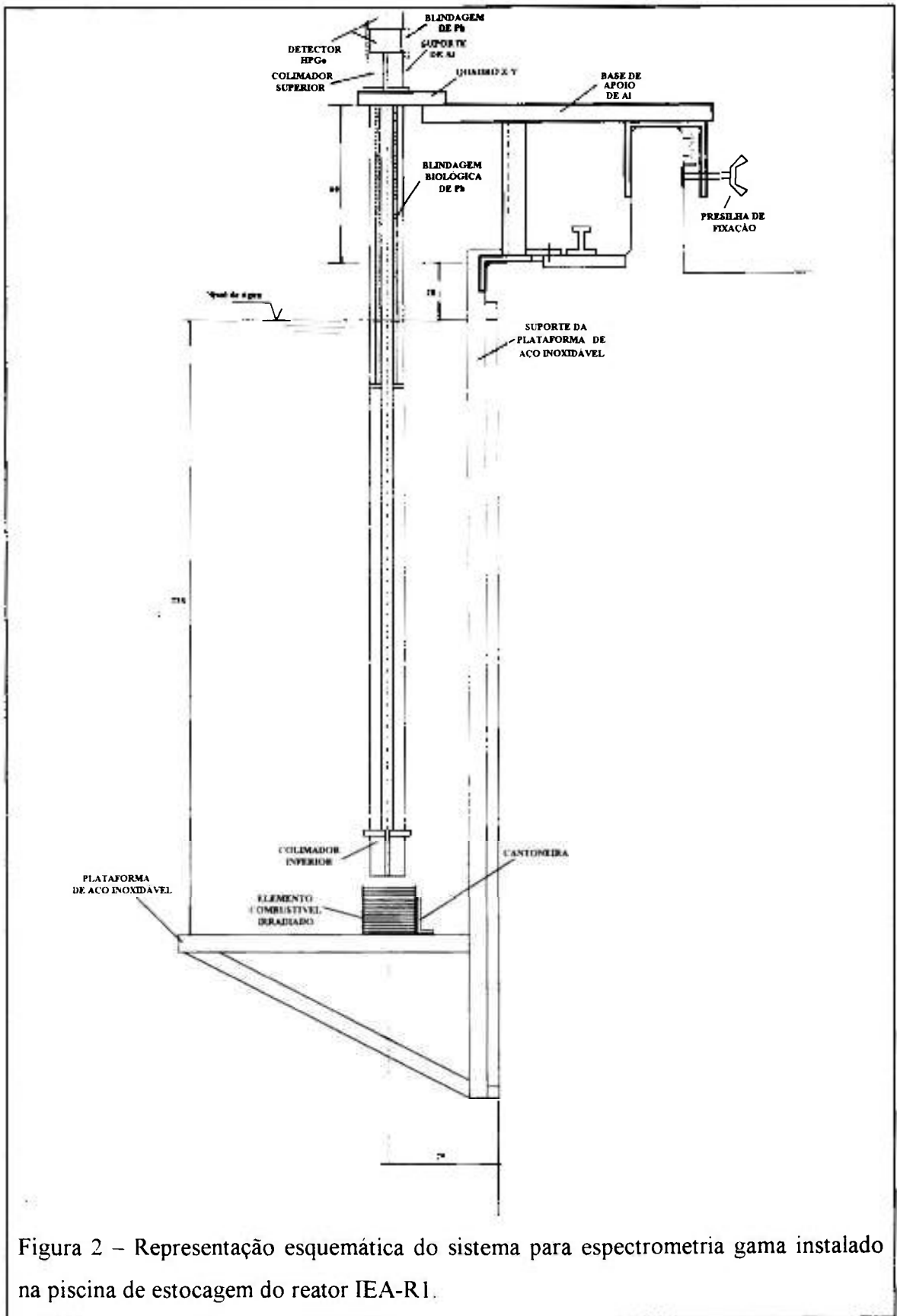
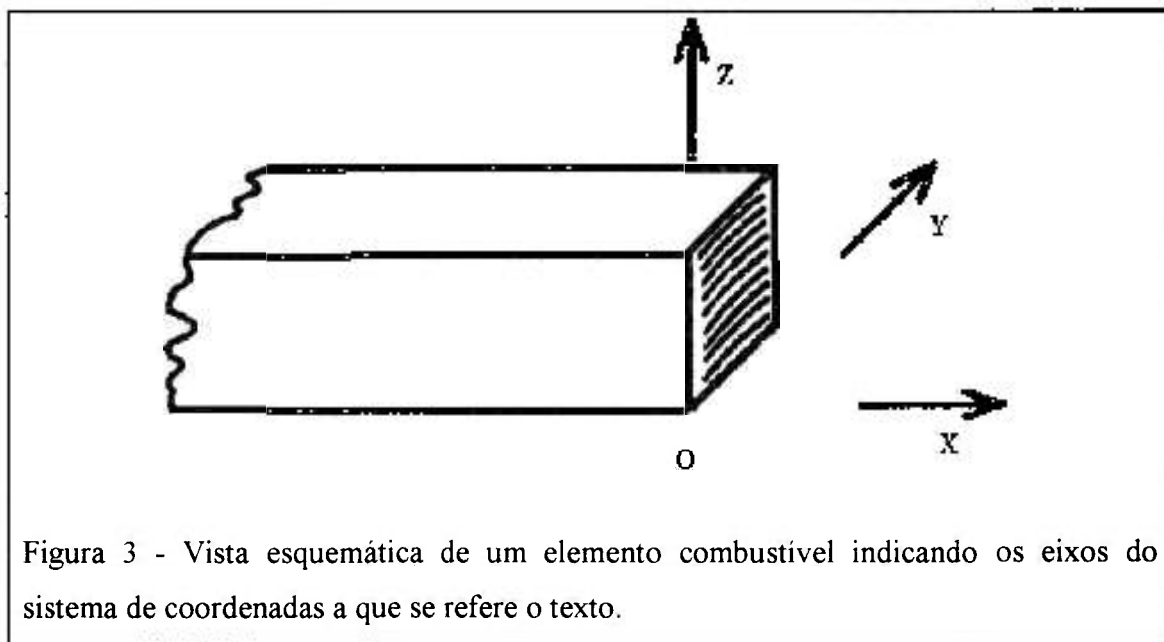


Figura 2 – Representação esquemática do sistema para espectrometria gama instalado na piscina de estocagem do reator IEA-R1.

Para tanto, serão feitas duas hipóteses baseadas em características do sistema para espectrometria gama : a) devido ao fato do detector se encontrar a grande distância do ponto no qual o raio-gama foi emitido, a radiação medida está fortemente dirigida na direção do eixo Z; b) uma vez que a geometria do conjunto detector (constituído por tubo colimador + detector de raios-gama) se mantém invariável, o ângulo sólido de detecção Ω é o mesmo para qualquer ponto da fonte emissora.



Conforme ilustra esquematicamente a figura 4, o ângulo sólido de detecção define uma circunferência sobre o plano central do cerne da placa em que o raio-gama foi emitido, motivo pelo qual são adotadas coordenadas cilíndricas para calcular um elemento de volume deste cerne, resultando

$$dV = r.dr.d\phi.dz \quad (1)$$

enquanto que a intensidade da radiação gama emitida por este elemento de volume é dada por

$$dI = \rho.dV \quad (2)$$

onde ρ é a atividade específica do elemento de volume (raios-gama emitidos / $\text{cm}^3 \cdot \text{s}$).

A intensidade da radiação gama que atinge o detector, proveniente do elemento de volume considerado, é tal que:

$$\frac{\Omega}{4\pi} \cdot dI = \frac{\Omega}{4\pi} \cdot \rho \cdot dV \quad (3)$$

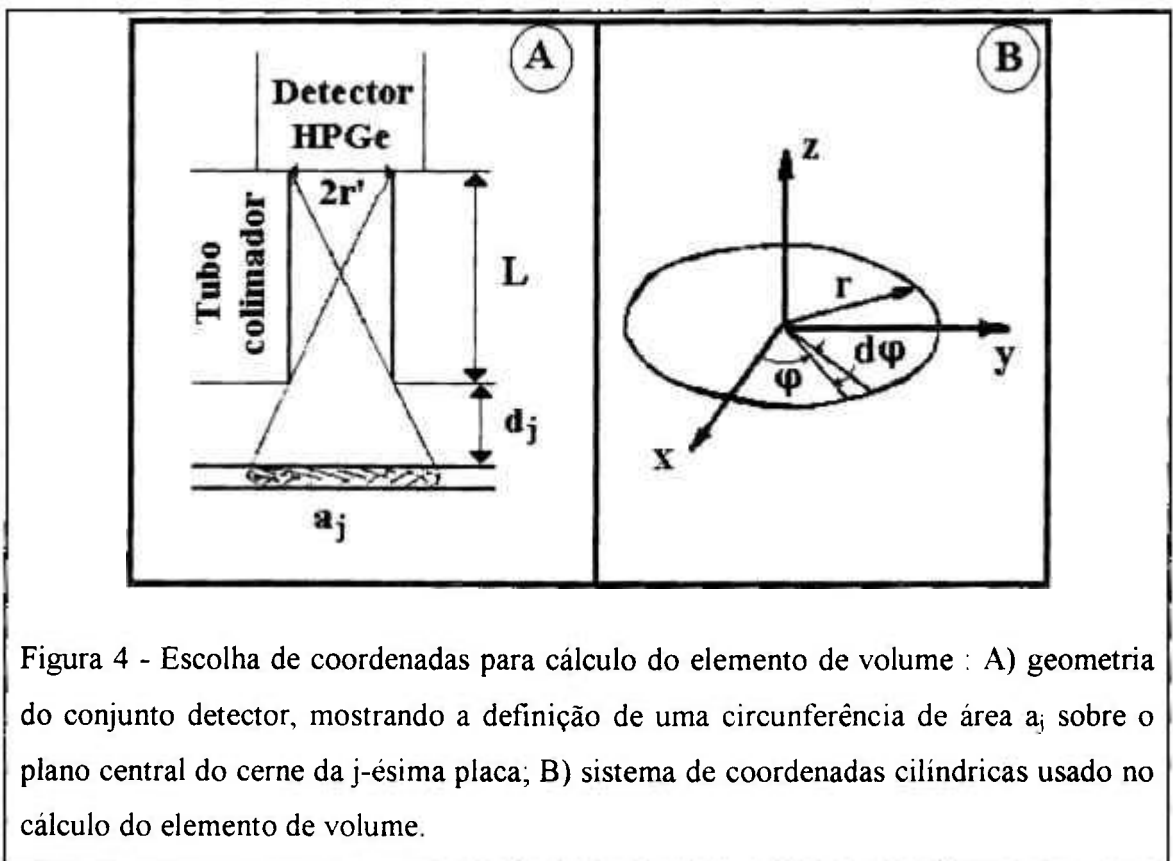


Figura 4 - Escolha de coordenadas para cálculo do elemento de volume : A) geometria do conjunto detector, mostrando a definição de uma circunferência de área a_j sobre o plano central do cerne da j -ésima placa; B) sistema de coordenadas cilíndricas usado no cálculo do elemento de volume.

Portanto, sendo s a espessura total do cerne da placa no qual o elemento de volume está situado e d o diâmetro da circunferência definida sobre o plano central deste cerne pelo ângulo sólido de detecção (ver figura 5), a intensidade da radiação gama que atinge o detector, proveniente de toda a fonte assim delimitada, resulta

$$I = \int_v \frac{\Omega}{4\pi} \cdot \rho \cdot dV \cdot e^{-\mu(s-z)} = \int_0^{2\pi} \int_0^{\frac{d}{2}} \int_0^s \rho \cdot r \cdot dr \cdot d\phi \cdot dz \cdot \frac{\Omega}{4\pi} \cdot e^{-\mu(s-z)} \quad (4)$$

Caso não houvesse atenuação, a intensidade da radiação gama que atingiria o detector seria

$$I_0^* = \int_V \frac{\Omega}{4\pi} \rho \cdot dV = \int_0^{2\pi} \int_0^{\frac{d}{2}} \int_0^s \rho \cdot r \cdot dr \cdot d\phi \cdot dz \cdot \frac{\Omega}{4\pi} \quad (5)$$

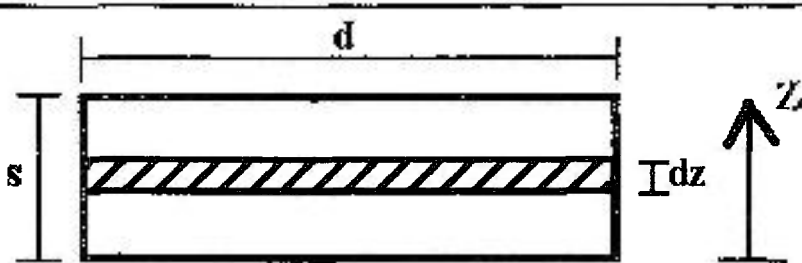


Figura 5 - Representação esquemática da fonte considerada, mostrando a espessura total s do cerne e o diâmetro d da circunferência definida sobre o plano central do mesmo pelo ângulo sólido de detecção.

A razão entre as intensidades calculadas por meio das expressões (4) e (5) fornece o índice de correção devido à auto-atenuação :

$$k_1 = \frac{I}{I_0^*} = \frac{\rho \cdot \frac{\Omega}{4\pi} \int_0^{2\pi} d\phi \int_0^{\frac{d}{2}} r \cdot dr \int_0^s e^{-\mu \cdot (s-z)} \cdot dz}{\rho \cdot \frac{\Omega}{4\pi} \int_0^{2\pi} d\phi \int_0^{\frac{d}{2}} r \cdot dr \int_0^s dz} = e^{-\mu \cdot s} \int_0^s e^{\mu \cdot z} \cdot dz \quad (6)$$

que integrando resulta

$$k_1 = \frac{1 - e^{-\mu \cdot s}}{\mu \cdot s} \quad (7)$$

O material que constitui o cerne da placa é uma liga urânio-alumínio ou uma mistura contendo alumínio e um composto de urânio. O cálculo do coeficiente de atenuação linear para raios-gama de uma dada energia em uma mistura é efetuado por meio da expressão^[11]

$$\frac{\mu}{\rho_c} = \sum_i R_i \left(\frac{\mu_i}{\rho_i} \right) \quad (8)$$

onde μ é o coeficiente de atenuação linear da mistura, ρ_c é a massa específica da mistura, R_i é a fração em massa do i-ésimo elemento químico na mistura, μ_i é o coeficiente de atenuação linear do i-ésimo elemento químico em estado puro e ρ_i é a massa específica do i-ésimo elemento químico em estado puro.

A expressão (8) é utilizada para calcular o coeficiente de atenuação linear tanto de misturas quanto de ligas metálicas ou compostos, pois a energia envolvida nas ligações químicas de um composto é muito menor que a energia do raio-gama, de maneira que o efeito decorrente da eventual existência de ligações químicas entre elementos componentes de uma mistura pode ser desprezado.

A segunda correção a ser considerada resulta da atenuação experimentada pelos raios-gama ao atravessarem as placas integrantes do elemento combustível e a água que preenche o espaço existente entre elas, pois se trata de ensaio em piscina de estocagem no qual o elemento combustível permanece submerso.

Para tanto, duas hipóteses devem ser feitas:

a) uma vez que todas as placas são idênticas e sofreram o mesmo grau de queima durante a irradiação, a atividade específica ρ (raios-gama emitidos / $\text{cm}^3 \cdot \text{s}$) de cada uma das 18 placas integrantes do elemento combustível, ao longo do eixo Z, é a mesma para um dado ponto (x,y);

b) devido ao fato do detector se encontrar a grande distância do ponto no qual o raio-gama foi emitido e considerando o efeito da presença de um tubo colimador, a radiação medida está fortemente dirigida na direção do eixo Z.

A figura 6 mostra esquematicamente a configuração das camadas de material entre duas placas sucessivas de um mesmo elemento combustível submerso.

Nestas condições, o índice de correção devido à atenuação experimentada pelos raios-gama emitidos no cerne da j-ésima placa, que atravessam totalmente as sucessivas camadas de material até atingirem a superfície superior do cerne da última placa do elemento combustível, é dado por

$$F_j = \left(e^{-\mu_1 a} e^{-\mu_2 b} e^{-\mu_3 c} \right)^{18-j} = K^{18-j} \quad (9)$$

onde μ_{Al} é o coeficiente de atenuação linear do alumínio e μ_a é o coeficiente de atenuação linear da água.

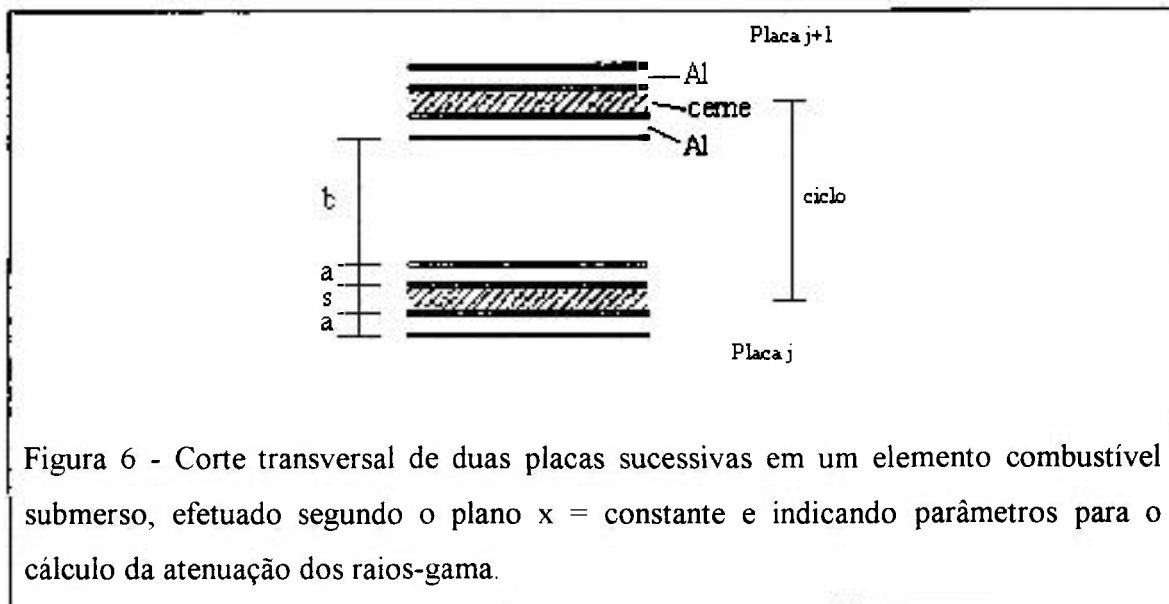


Figura 6 - Corte transversal de duas placas sucessivas em um elemento combustível submerso, efetuado segundo o plano $x = \text{constante}$ e indicando parâmetros para o cálculo da atenuação dos raios-gama.

A seguir, é necessário considerar a correção resultante da atenuação experimentada pelos raios-gama ao atravessarem o revestimento superior de alumínio da última placa, a camada de água existente entre a última placa e o início do tubo colimador e por último a espessura da janela de alumínio que veda a extremidade inferior do tubo colimador (ver figura 7).

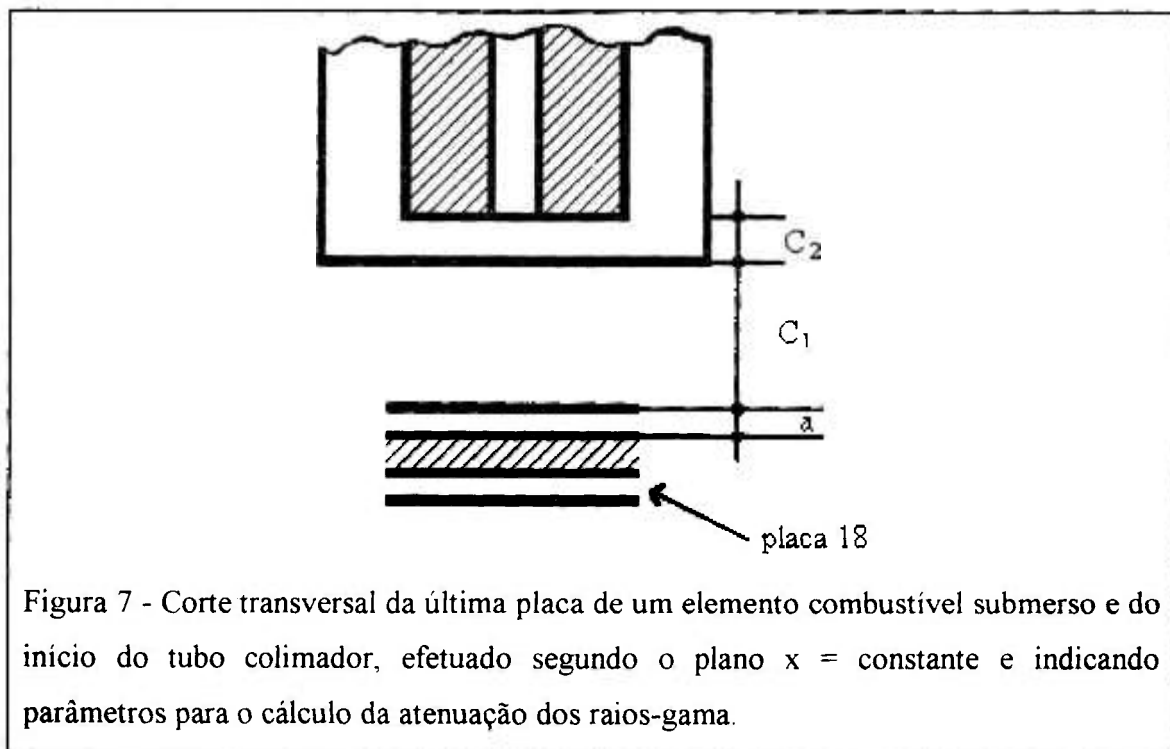
Neste caso, o índice de correção devido à atenuação experimentada pelos raios-gama resulta

$$k_2 = e^{-\mu_{Al} \cdot a} \cdot e^{-\mu_a \cdot C_1} \cdot e^{-\mu_{Al} \cdot C_2} \quad (10)$$

Por fim, resta levar em conta que os raios-gama, antes de atingirem o detector, devem atravessar o ar atmosférico que preenche todo o comprimento L do tubo colimador, dando origem a mais um índice de correção:

$$k_3 = e^{-\mu_a \cdot L} \quad (11)$$

onde μ_{ar} é o coeficiente de atenuação linear do ar atmosférico.



O índice de correção total devido à atenuação experimentada pelos raios-gama emitidos no cerne da j -ésima placa do elemento combustível ao atravessarem as diversas espessuras de material, antes de atingirem o detector, é dado pelo produto de todos os índices de correção calculados anteriormente :

$$k_1 \cdot k_2 \cdot k_3 \cdot F_j = k_1 \cdot k_2 \cdot k_3 \cdot K^{18-j} \quad (12)$$

Portanto, sendo $\rho(x,y)$ a atividade específica das placas no ponto (x,y) , o número de contagens por unidade de tempo registrado pelo detector devido à j -ésima placa, quando o tubo colimador se encontra posicionado sobre o ponto (x,y) , resulta :

$$Q_j(x,y) = \rho(x,y) \cdot a_j \cdot s \cdot I_\gamma \cdot \epsilon_\gamma \cdot k_1 \cdot k_2 \cdot k_3 \cdot K^{18-j} \quad (13)$$

onde a_j é a área definida pelo ângulo sólido de detecção sobre o plano central do cerne da j -ésima placa, s é a espessura total do cerne da placa, I_γ é a intensidade absoluta de

emissão do raio-gama (número de raios-gama de uma dada energia emitido por desintegração) e ϵ_γ é a eficiência absoluta intrínseca do detector para raios-gama de uma determinada energia.

Nestas condições, o número total de contagens por unidade de tempo, registrado pelo detector no ponto (x,y) como resultado da atividade de todas as 18 placas de um elemento combustível irradiado, fica sendo :

$$Q(x, y) = \sum_{j=1}^{18} Q_j(x, y) = \rho(x, y) \cdot s \cdot I_\gamma \cdot \epsilon_\gamma \cdot k_1 \cdot k_2 \cdot k_3 \cdot \sum_{j=1}^{18} a_j \cdot K^{18-j} \quad (14)$$

Sendo l o comprimento ativo de cada placa do elemento combustível, w a largura ativa de cada placa do elemento combustível e $\bar{\rho}$ o valor médio da atividade específica em cada placa, a atividade total do elemento combustível devida a um monitor de queima escolhido vale

$$D = 18 \cdot l \cdot w \cdot s \cdot \bar{\rho} \quad (15)$$

Por sua vez, o valor médio \bar{Q} para o número total de contagens registrado no detector por unidade de tempo é obtido através de medidas efetuadas em diversos pontos situados ao longo do comprimento ativo e da largura ativa do elemento combustível, estando associado com $\bar{\rho}$ pela expressão

$$\bar{Q} = \bar{\rho} \cdot s \cdot I_\gamma \cdot \epsilon_\gamma \cdot k_1 \cdot k_2 \cdot k_3 \cdot \sum_{j=1}^{18} a_j \cdot K^{18-j} \quad (16)$$

que pode ser reescrita na forma

$$D = \frac{18 \cdot l \cdot w \cdot \bar{Q}}{I_\gamma \cdot \epsilon_\gamma \cdot k_1 \cdot k_2 \cdot k_3 \cdot \sum_{j=1}^{18} a_j \cdot K^{18-j}} \quad (17)$$

A expressão (17) mostra que, considerando o índice de correção total devido à atenuação experimentada pelos raios-gama emitidos, resta medir os valores de ϵ_γ , a_j e \bar{Q} para determinar experimentalmente o valor D da atividade total do elemento combustível irradiado devida a um monitor de queima escolhido.

1.5 – Determinação do grau de queima

Uma vez conhecidos os valores de ϵ_γ e a_j , é necessário medir o valor do parâmetro \bar{Q} para determinar experimentalmente a atividade total do elemento combustível irradiado devida a um monitor de queima escolhido e, em seguida, a massa de ^{235}U fissionada neste elemento. A razão entre as massas fissionada e original de ^{235}U em um elemento combustível fornece o grau de queima do mesmo.

O valor médio \bar{Q} para o número total de contagens registrado no detector por unidade de tempo é obtido através das medidas efetuadas em diversos pontos situados ao longo do comprimento ativo (eixo X) e da largura ativa (eixo Y) do elemento combustível irradiado, definindo-se portanto uma função de duas variáveis com os perfis típicos mostrados na figura 8.

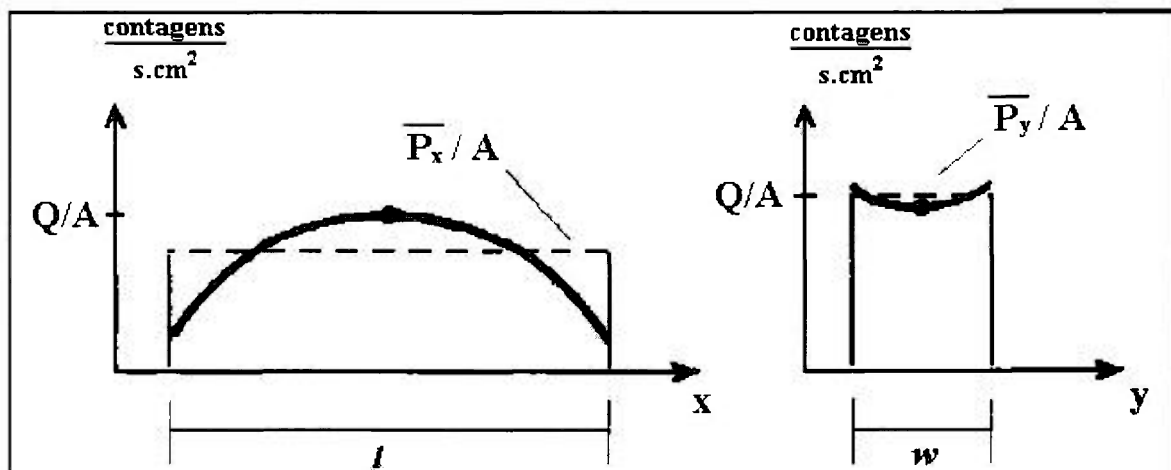


Figura 8 - Representação esquemática dos perfis típicos encontrados nas medidas efetuadas em um elemento combustível irradiado, mostrando os parâmetros empregados na obtenção do valor médio \bar{Q} .

Na medida do valor médio \bar{Q} , utiliza-se uma propriedade das funções de duas variáveis descrita a seguir^[12].

Seja uma função $z = F(x,y)$ definida no intervalo $a \leq x \leq b$; $p \leq y \leq q$, de tal maneira que

$$\text{para o plano } y = \eta \Rightarrow F(x, \eta) = f(x)$$

$$\text{para o plano } x = \xi \Rightarrow F(\xi, y) = g(y)$$

onde a função $g(y)$ é a mesma (salvo uma constante) para qualquer ponto ξ escolhido em (a,b) . Se além disso for conhecido o valor de $F(x,y)$ no ponto (ξ, η) , é possível mostrar que o volume limitado pela superfície $F(x,y)$ no intervalo (a,b) , (p,q) resulta

$$V = \int_a^b \int_p^q F(x, y).dx.dy = [\bar{f}(x) + \bar{g}(y) - F(\xi, \eta)](b - a).(q - p) \quad (18)$$

Aplicando esta propriedade aos perfis obtidos experimentalmente, encontra-se:

$$\frac{\bar{Q}}{A} = \frac{\bar{P}_x}{A} + \frac{\bar{P}_y}{A} - \frac{Q}{A} \Rightarrow \bar{Q} = \bar{P}_x + \bar{P}_y - Q \quad (19)$$

Após o valor médio \bar{Q} ter sido medido, determina-se experimentalmente o valor D da atividade total do elemento combustível irradiado devida a um monitor de queima escolhido utilizando para tanto a expressão (17) de maneira que

$$D = \frac{18.I.w.(\bar{P}_x + \bar{P}_y - Q)}{I_\gamma \cdot \epsilon_\gamma \cdot k_1 \cdot k_2 \cdot k_3 \cdot \sum_{j=1}^{18} a_j \cdot K^{18-j}} \quad (20)$$

Resta ainda considerar que parte dos átomos do monitor de queima decaíram no intervalo de tempo t_c decorrido entre o fim do último período de irradiação a que foi submetido o elemento combustível e o início das medidas de espectrometria gama no mesmo. Para tanto, utiliza-se a lei de decaimento radioativo :

$$D = \lambda \cdot N_0 \cdot e^{-\lambda \cdot t_c} \quad (21)$$

onde λ é a constante de decaimento do monitor de queima e N_0 é o número total de átomos do monitor de queima existente no elemento combustível imediatamente após o fim do último período de irradiação. Substituindo a expressão (21) na expressão (20), o valor de N_0 resulta

$$N_0 = \frac{18 \cdot l \cdot w \cdot (\overline{P}_x + \overline{P}_y - Q)}{\lambda \cdot I_\gamma \cdot \varepsilon_\gamma \cdot k_1 \cdot k_2 \cdot k_3 \cdot \sum_{j=1}^{18} a_j \cdot K^{18-j}} e^{\lambda \cdot t_c} \quad (22)$$

Por sua vez, a massa de ^{235}U fissionada no elemento combustível inspecionado é dada pela expressão

$$\Delta U = \frac{N_0 \cdot m_0}{y \cdot N_U^0} f \quad (23)$$

onde N_U^0 é o número de átomos de ^{235}U existente inicialmente no elemento combustível, m_0 é a massa original de ^{235}U no elemento combustível, y é o rendimento médio do monitor de queima na fissão do ^{235}U e f é um fator de correção que leva em conta o decaimento de átomos do monitor de queima ocorrido durante diferentes períodos e potências de irradiação, dado pela expressão aproximada^[13]:

$$f = \frac{\lambda \cdot \sum_{k=1}^n P_k \cdot t_k}{\sum_{k=1}^n P_k \cdot e^{-\lambda \cdot t_k} \cdot (1 - e^{-\lambda \cdot t_k})} \quad (24)$$

na qual λ é a constante de decaimento do monitor de queima, P_k é a potência média relativa a que foi submetido o elemento combustível durante o k -ésimo período de

irradiação (sendo $\sum_{k=1}^n P_k = 1$), n é o número de períodos de irradiação durante toda a história de irradiação do elemento combustível, t_k é a duração do k -ésimo período de irradiação e τ_k é o intervalo de tempo transcorrido entre o final do k -ésimo período de irradiação e o final da irradiação do elemento combustível.

Conforme destacado anteriormente, a utilização do método de espectrometria gama requer registros detalhados e precisos do tempo e potência de irradiação a que foi submetido o combustível nuclear a ser examinado, sendo o fator f mostrado na expressão (24) calculado a partir destes registros. No entanto, por apresentar meia-vida longa em relação à duração de cada período de irradiação, o ^{137}Cs permite a determinação satisfatória da queima do combustível nuclear através de espectrometria gama mesmo no caso em que o conhecimento do histórico de potência e dos dados de irradiação for limitado^[14]. Em menor grau, esta hipótese também é válida para o monitor $^{144}\text{Ce} / ^{144}\text{Pr}$, que apresenta meia-vida longa em relação aos períodos de irradiação.

Finalmente, por meio da utilização conjunta das equações (22), (23) e (24), determina-se a massa de ^{235}U fissionada no elemento combustível inspecionado, enquanto a razão $\frac{\Delta U}{m_0}$ fornece o grau de queima do mesmo.

1.6 - Estimativa do grau de queima máximo

Através das medidas efetuadas em diversos pontos situados ao longo do comprimento ativo e da largura ativa de um elemento combustível irradiado, torna-se possível efetuar uma estimativa do grau de queima máximo no mesmo.

Para tanto, calcula-se a razão entre os valores máximo e médio das áreas do fotopico obtidas para os perfis de queima medidos ao longo do comprimento ativo

$$f_x = \frac{P_{x\max}}{P_x} \quad (25)$$

e da largura ativa

$$f_y = \frac{P_{y\max}}{P_v} \quad (26)$$

cujo produto fornece o parâmetro

$$f_{xy} = f_x \cdot f_y \quad (27)$$

O grau de queima máximo estimado em um dado elemento combustível irradiado resulta da multiplicação do parâmetro f_{xy} pelo grau de queima do elemento, fornecido pela razão $\frac{\Delta U}{m_s}$.

CAPÍTULO 2 – TÉCNICAS EXPERIMENTAIS

2.1 – Equipamento

2.1.1 – Considerações gerais

Uma vez irradiado, o elemento combustível apresenta produtos de fissão que, ao sofrerem decaimento radioativo, emitem raios-gama com energias características.

A montagem de um sistema para efetuar medidas de espectrometria gama em elementos combustíveis irradiados tem como finalidade a obtenção de espectros gama por meio da colimação e detecção destes raios, armazenando-os para análise posterior. Os principais componentes do sistema são um tubo colimador e um detector HPGe de raios-gama.

Em medidas de atividade gama, o elemento combustível irradiado ou o conjunto detector (tubo colimador + detector HPGe) deve se mover ao longo de várias direções. Os componentes eletrônicos do sistema ficam fora da água, mas o detector pode ser do tipo submerso ou não. No caso específico do sistema utilizado, o detector HPGe também permanece fora da água.

A figura 9 apresenta uma fotografia do sistema para espectrometria gama utilizado na determinação não destrutiva do grau de queima em elementos combustíveis irradiados no reator de pesquisa IEA-R1.

Neste sistema um elemento combustível é posicionado horizontalmente a cerca de 2,20 metros abaixo do nível de água da piscina de estocagem. O detector HPGe é encaixado dentro de uma blindagem de chumbo, fixada na extremidade superior de um tubo colimador, o qual pode se mover tanto na direção paralela quanto na direção normal ao comprimento do elemento combustível. O tubo colimador preenchido com ar se estende entre a janela do detector HPGe e uma posição fixa situada pouco acima (0,5 cm) da superfície do elemento, sendo composto por colimadores de chumbo contendo fendas centrais com diâmetro de 0,455 cm, fixados nas extremidades de uma peça central de alumínio com a finalidade de reduzir as taxas de contagens a níveis que não causem a saturação do detector. Devido ao fato da eficiência absoluta do sistema ser

muito sensível à geometria do conjunto detector (tubo colimador + detector HPGe), torna-se necessário garantir a reprodutibilidade no posicionamento do tubo colimador dentro de um erro inferior a $\pm 0,16 \text{ cm}^{[15]}$. Para tanto, foi utilizada uma câmera subaquática, fabricada especialmente para inspeções em reatores nucleares (modelo ETV-1250/5, Ist-Rees Instruments Ltd.), a fim de medir a distância entre o elemento combustível e a janela de alumínio do colimador inferior, conseguindo-se um erro no posicionamento do tubo colimador de $\pm 0,1 \text{ cm}$.



Figura 9 - Fotografia do sistema para espectrometria gama instalado na piscina de estocagem do reator IEA-R1, mostrando em detalhe um elemento combustível posicionado para medida no ponto 3 (central).

2.1.2 – Tubo colimador

Dois colimadores foram utilizados entre o elemento combustível e o detector HPGe para permitir a determinação da taxa de emissão gama de um volume específico do combustível, para diminuir a detecção da radiação de fundo presente no ambiente e, em alguns casos, para impedir a saturação do sistema no que se refere ao armazenamento de dados.

Nestas circunstâncias, o material utilizado na construção de um colimador deve possuir elevada massa específica para obter uma precisa definição do feixe de raios-gama a ser detectado. A abertura da fenda deve ser tal que possibilite medir variações locais na distribuição de atividade gama não permitindo, no entanto, que a intensidade do feixe gama sature o sistema de detecção.

O tubo colimador empregado no experimento possui dois colimadores cilíndricos feitos de chumbo e revestidos externamente por alumínio, que apresentam no centro uma fenda colimadora com diâmetro de 0,455 cm.

A figura 10 apresenta um esquema do tubo colimador.

O colimador inferior, que durante as medidas nos elementos combustíveis permanece dentro d'água, tem 20,0 cm de comprimento e diâmetro de 7,3 cm. Soldada à parte de baixo deste colimador está uma chapa de alumínio com 0,1 cm de espessura, para impedir a entrada de água. A fenda colimadora foi definida fixando-se um fino tubo passante de aço inoxidável (espessura de 0,1 cm) exatamente no centro de um cilindro oco de alumínio e preenchendo-se depois a totalidade do volume restante com chumbo fundido.

O colimador superior é idêntico ao inferior, porém tem somente 19,3 cm de comprimento e não possui chapa de alumínio soldada à extremidade, pois durante as medidas nos elementos combustíveis estará posicionado fora da água.

Ligando os colimadores, por intermédio de flanges, está um conjunto de dois tubos de alumínio com 288,1 cm de comprimento, que constituem a peça central do tubo colimador. Por dentro das flanges, há dois o-rings de viton (elastômero resistente à radiação), para impedir a entrada de água no colimador inferior e no tubo interno.

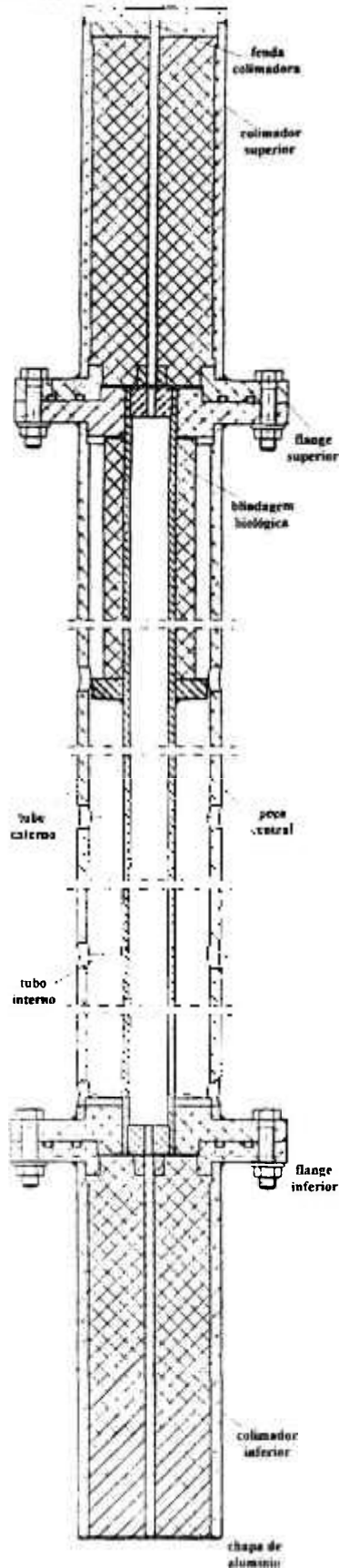


Figura 10 – Esquema do tubo colimador utilizado nas medidas de espectrometria gama.

O tubo externo é furado lateralmente de maneira que a água da piscina de estocagem invada-o para servir como blindagem biológica. Este tubo externo tem 7,3 cm de diâmetro externo e 1,0 cm de espessura. O tubo interno tem 3,3 cm de diâmetro externo e 0,35 cm de espessura.

O espaço existente entre os dois tubos de alumínio possui uma blindagem biológica feita de chumbo com espessura de 1 cm e comprimento de 150 cm, instalada em torno do tubo interno, apoiada sobre uma flange de alumínio presa a este tubo por soldagem e posicionada ao longo da parte mais próxima da extremidade superior da peça central. Esta blindagem tem como função reforçar a proteção radiológica dos pesquisadores durante as medidas nos elementos combustíveis, pois a parte coberta pela mesma se encontra acima do nível de água da piscina, ao contrário do que ocorre no restante do comprimento da peça central.

2 . 1 . 3 – Detector HPGe e módulos eletrônicos

Durante as medidas, a detecção dos raios-gama é feita com um detector HPGe (germânio hiperpuro) em conjunto com módulos eletrônicos associados, pois este possui melhor resolução que um detector cintilador. A influência da radiação de fundo é diminuída por uma blindagem de chumbo colocada em torno do detector.

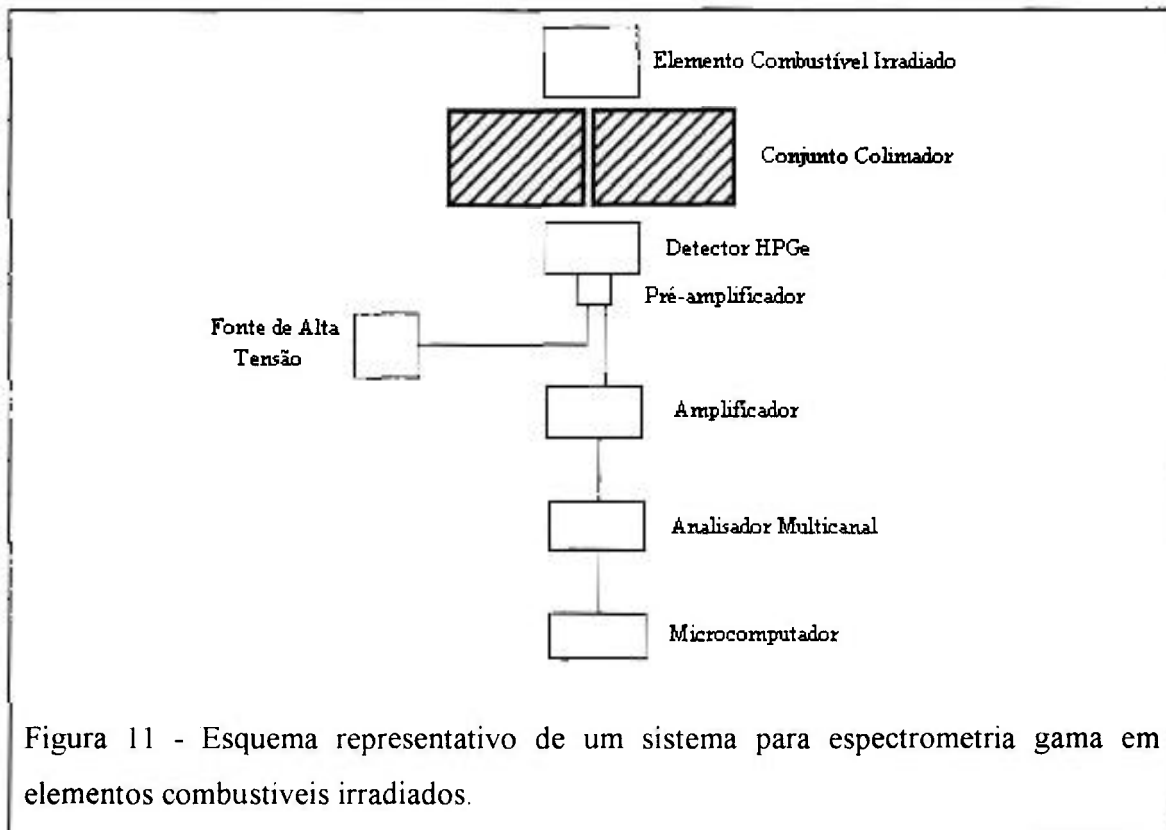
O detector HPGe utilizado, fabricado pela EG&G ORTEC (modelo GEM-25185-P-Plus), possui um cristal de 130 cm³ com uma resolução de 1,71 keV e uma eficiência relativa de 26,1 % para o raio-gama de 1332,5 keV do ⁶⁰Co.

Os módulos eletrônicos utilizados foram:

- Fonte de alta tensão EG&G ORTEC, modelo 659
- Analisador multicanal Spectrum Master EG&G ORTEC, modelo 921
- Amplificador Ultra High Rate Amplifier EG&G ORTEC, modelo 973U
- Bin EG&G ORTEC, modelo 4001C
- Microcomputador para aquisição e armazenagem de espectros gama.

A aquisição dos espectros gama é efetuada com o analisador multicanal acoplado ao microcomputador através de uma interface de controle.

Com estes componentes, o sistema detector foi montado conforme mostra o esquema da figura 11.



A conexão destes componentes eletrônicos ao detector HPGe é feita por intermédio de cabos coaxiais com comprimento adequado para permitir a movimentação do conjunto detector (tubo colimador + detector HPGe).

O conjunto detector apoia-se numa plataforma de movimentação fixada na mureta existente na lateral da piscina de estocagem do reator IEA-R1. A base de apoio desta plataforma é feita toda de alumínio, sendo fixada com buchas de aço.

O quadro (x,y) da plataforma se movimenta por intermédio do acionamento de manivelas presas na extremidade de parafusos fixos na placa inferior. Assim, torna-se possível movimentar o conjunto detector com a finalidade de realizar medidas em diversos pontos ao longo do comprimento ativo e da largura ativa do elemento combustível irradiado. A figura 12 mostra um esquema da plataforma de movimentação.

Para garantir a segurança, foram instalados dispositivos adicionais com o objetivo de impedir a queda de alguma parte do sistema dentro da piscina de estocagem. Estes dispositivos adicionais de segurança foram testados e demonstraram ser plenamente adequados.

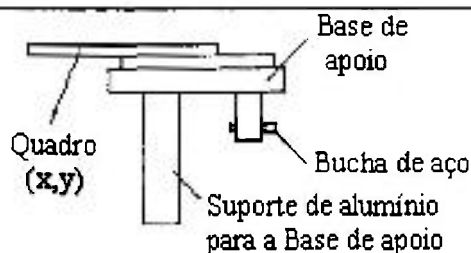


Figura 12 – Esquema da plataforma de movimentação do conjunto detector.

Com a finalidade de diminuir a influência que a radiação de fundo existente na área da piscina de estocagem exerce sobre as medidas, posicionou-se o detector dentro de uma blindagem cilíndrica de chumbo com 2,5 cm de espessura, que serve também como apoio para o detector, pois a mesma é fixada por braçadeiras conectadas ao quadro (x,y) de alumínio por meio de hastes parafusadas. Estas braçadeiras e hastes, feitas de aço inoxidável, visam conferir maior estabilidade mecânica à blindagem durante a movimentação do conjunto detector, evitando a queda da mesma (e portanto também do detector HPGe) dentro da piscina.

2.2 – Calibração em energia

Os espectros gama resultantes das medidas em elementos combustíveis irradiados contém 4096 canais e apresentam o número de contagens nos fotopicos em função dos canais que os mesmos ocupam, não proporcionando qualquer informação direta sobre qual é a energia do raio-gama que originou um determinado fotopico no espectro obtido. Assim pois, logo após o encerramento das medidas nos elementos combustíveis, foi efetuada a calibração da energia em função do número do canal, para identificar em cada espectro gama os fotopicos correspondentes aos raios-gama emitidos no decaimento dos monitores de queima.

Tal calibração é denominada calibração em energia, tendo sido realizada mediante a retirada do detector HPGe de dentro da blindagem de chumbo e por intermédio do uso das fontes de calibração^[4,11] relacionadas no apêndice C. Uma vez que a energia dos raios-gama emitidos pelas fontes de calibração mencionadas é perfeitamente conhecida e sabendo-se a posição de cada um dos respectivos fotopicos,

ajustou-se aos dados da energia em função do canal um polinômio de segundo grau, empregando o método dos mínimos quadrados^[16].

Deste modo, determinou-se a energia dos raios-gama de cada espectro em função da posição dos respectivos fotopicos e, como consequência, a localização dos fotopicos correspondentes aos raios-gama emitidos no decaimento dos monitores de queima.

É importante destacar que uma dada calibração em energia somente é válida para determinadas condições fixas de ajuste dos componentes eletrônicos do aparato experimental para espectrometria gama, devendo ser totalmente refeita caso estas condições sofram qualquer tipo de alteração.

2 . 3 – Calibração em eficiência

2 . 3 . 1 – Introdução

Após ter sido efetuada a localização e identificação do fotopico correspondente ao raio-gama emitido no decaimento do monitor de queima escolhido, por meio da calibração em energia descrita anteriormente, torna-se necessário medir a eficiência absoluta do conjunto detector (tubo colimador + detector HPGe) na geometria fixada e na energia do raio-gama de interesse.

O valor da eficiência absoluta será determinado medindo-se separadamente o valor da eficiência absoluta intrínseca do detector HPGe para raios-gama de uma dada energia e a área definida pelo ângulo sólido de detecção sobre o plano central do cerne de cada uma das placas do elemento combustível (ver capítulo 1, partes 1.4 e 1.5).

2 . 3 . 2 – Eficiência absoluta intrínseca do detector HPGe

O valor da eficiência absoluta intrínseca ϵ_γ é medido posicionando-se o detector HPGe numa dada geometria fixa em relação a diferentes fontes de calibração puntiformes e utilizando-se a seguinte expressão

$$\varepsilon_{\gamma} = \frac{\text{Área}}{G.A.T.I_{\gamma}} \quad (28)$$

onde Área é o valor da área do fotopico para o raio-gama de uma dada energia emitido pela fonte de calibração, A é a atividade da fonte de calibração já corrigida para a data de realização da medida, T é a duração da medida em tempo vivo, I_{γ} é a intensidade absoluta de emissão do raio-gama e G é o denominado fator de correção geométrica.

Na obtenção dos espectros gama deste trabalho foi utilizado o programa de aquisição MAESTRO II, da EG&G ORTEC, enquanto na análise dos mesmos optou-se por empregar o programa IDEFIX^[17], adaptado para uso em microcomputadores. O programa IDEFIX^[17] fornece a área e a posição do fotopico correspondente ao raio-gama do monitor de queima, ajustando a este fotopico uma função gaussiana e descontando o fundo contínuo, descrito por uma curva parabólica.

O fator G depende da forma geométrica do detector HPGe, do formato da fonte de calibração e do posicionamento relativo entre ambos durante as medidas. Na configuração em que o detector é cilíndrico, a fonte de calibração é puntiforme, a distância entre o detector e a fonte permanece constante e os centros de ambos estão alinhados, o fator de correção geométrica resulta^[18]

$$G = \frac{1}{2} \left[1 - \frac{H}{(H^2 + R^2)^{1/2}} \right] \quad (29)$$

onde H é a distância entre o centro da fonte e o centro da base do cristal de germânio contido no detector HPGe e R é o raio da base do cristal de germânio. O cristal de germânio se encontra alojado dentro de um invólucro de alumínio, havendo um “gap” de 3 mm entre a janela de alumínio e o cristal. Os valores de R e do “gap” são fornecidos no manual da EG&G ORTEC do detector HPGe utilizado^[19].

Assim, os parâmetros utilizados no cálculo de G foram:

- Distância entre a fonte e a janela do detector: $h = 6,575$ cm;
- Distância entre a fonte e o cristal do detector: $H = 6,575 + 0,300 = 6,875$ cm;
- Raio do cristal do detector: $R = 5,52 / 2 = 2,76$ cm;

os quais, substituídos na expressão (29), resultam no valor $G = 0,03599475$.

Em seguida, empregando a expressão (28), determina-se o valor da eficiência absoluta intrínseca para cada energia de raio-gama. Com isso, torna-se possível ajustar uma função relacionando a eficiência absoluta intrínseca (ϵ_γ) com a energia (E_γ).

Para as fontes de calibração utilizadas, foram obtidos os valores da eficiência absoluta intrínseca mostrados na tabela 3.

Fonte	Atividade (Bq)	E_γ (keV)	I_γ (%)	ϵ_γ
Eu-152	47452 ± 1427	121,800	28,40	0,4096 ± 0,0130
Co-57	136077 ± 5443	122,046	85,60	0,3877 ± 0,0156
Co-57	136077 ± 5443	136,465	10,60	0,3968 ± 0,0163
Ba-133	363799 ± 18190	160,600	0,72	0,3491 ± 0,0276
Ba-133	363799 ± 18190	223,100	0,47	0,3112 ± 0,0262
Eu-152	47452 ± 1427	244,700	7,51	0,3244 ± 0,0127
Ba-133	363799 ± 18190	276,400	7,29	0,2638 ± 0,0134
Hg-203	922 ± 55	279,179	81,50	0,2871 ± 0,0231
Ba-133	363799 ± 18190	302,900	18,60	0,2478 ± 0,0125
Eu-152	47452 ± 1427	344,300	26,60	0,2276 ± 0,0075
Ba-133	363799 ± 18190	356,000	62,30	0,2136 ± 0,0107
Ba-133	363799 ± 18190	383,900	8,84	0,2105 ± 0,0107
Eu-152	47455 ± 1427	411,100	2,23	0,2026 ± 0,0141
Eu-152	47452 ± 1427	444,000	3,12	0,1767 ± 0,0122
Bi-207	307110 ± 24569	569,690	97,80	0,1356 ± 0,0109
Cs-137	409382 ± 16375	661,615	85,10	0,1249 ± 0,0050
Eu-152	47459 ± 1427	778,900	13,00	0,1114 ± 0,0048
Mn-54	166911 ± 6676	834,840	100,00	0,1032 ± 0,0042
Eu-152	47452 ± 1427	867,400	4,21	0,1001 ± 0,0072
Y-88	18676 ± 747	898,023	94,00	0,0969 ± 0,0029
Eu-152	47462 ± 1427	964,100	14,60	0,0952 ± 0,0039
Bi-207	307110 ± 24569	1063,655	74,90	0,0797 ± 0,0064
Eu-152	47452 ± 1427	1085,900	9,92	0,0896 ± 0,0047
Eu-152	47452 ± 1427	1112,100	13,60	0,0766 ± 0,0037
Co-60	403048 ± 16122	1173,231	99,90	0,0762 ± 0,0031
Na-22	274006 ± 10960	1274,550	99,90	0,0750 ± 0,0030
Co-60	403048 ± 16122	1332,508	100,00	0,0674 ± 0,0027
Eu-152	47452 ± 1427	1408,000	20,80	0,0690 ± 0,0028
Bi-207	307110 ± 24569	1770,200	6,85	0,0518 ± 0,0044
Y-88	18676 ± 747	1836,127	99,40	0,0527 ± 0,0016
Ra-226	369210 ± 14770	2118,551	1,21	0,0522 ± 0,0070
Ra-226	369210 ± 14770	2204,215	4,99	0,0584 ± 0,0040
Ra-226	369210 ± 14770	2447,860	1,55	0,0501 ± 0,0062

Tabela 3 – Características das fontes de calibração utilizadas na determinação da eficiências absolutas intrínsecas do detector HPGe, mostradas em conjunto com os valores obtidos para estas eficiências.

A partir dos resultados mostrados na tabela 3, ajustou-se aos dados da eficiência ϵ_γ em função da energia E_γ uma função dada pela expressão geral^[20]

$$\ln \epsilon_\gamma = a_0 + a_1 \cdot \ln\left(\frac{E_\gamma}{E_r}\right) + a_2 \cdot \left[\ln\left(\frac{E_\gamma}{E_r}\right)\right]^2 + a_3 \cdot \left[\ln\left(\frac{E_\gamma}{E_r}\right)\right]^3 \quad (30)$$

onde a_0 , a_1 , a_2 e a_3 são parâmetros de ajuste, enquanto E_r é o valor da energia de referência, o qual é mantido constante.

O ajuste desta função aos pontos experimentais foi efetuado utilizando o programa ORIGIN^[21] e empregando o método dos mínimos quadrados^[16]. O resultado deste ajuste é exibido na figura 13.

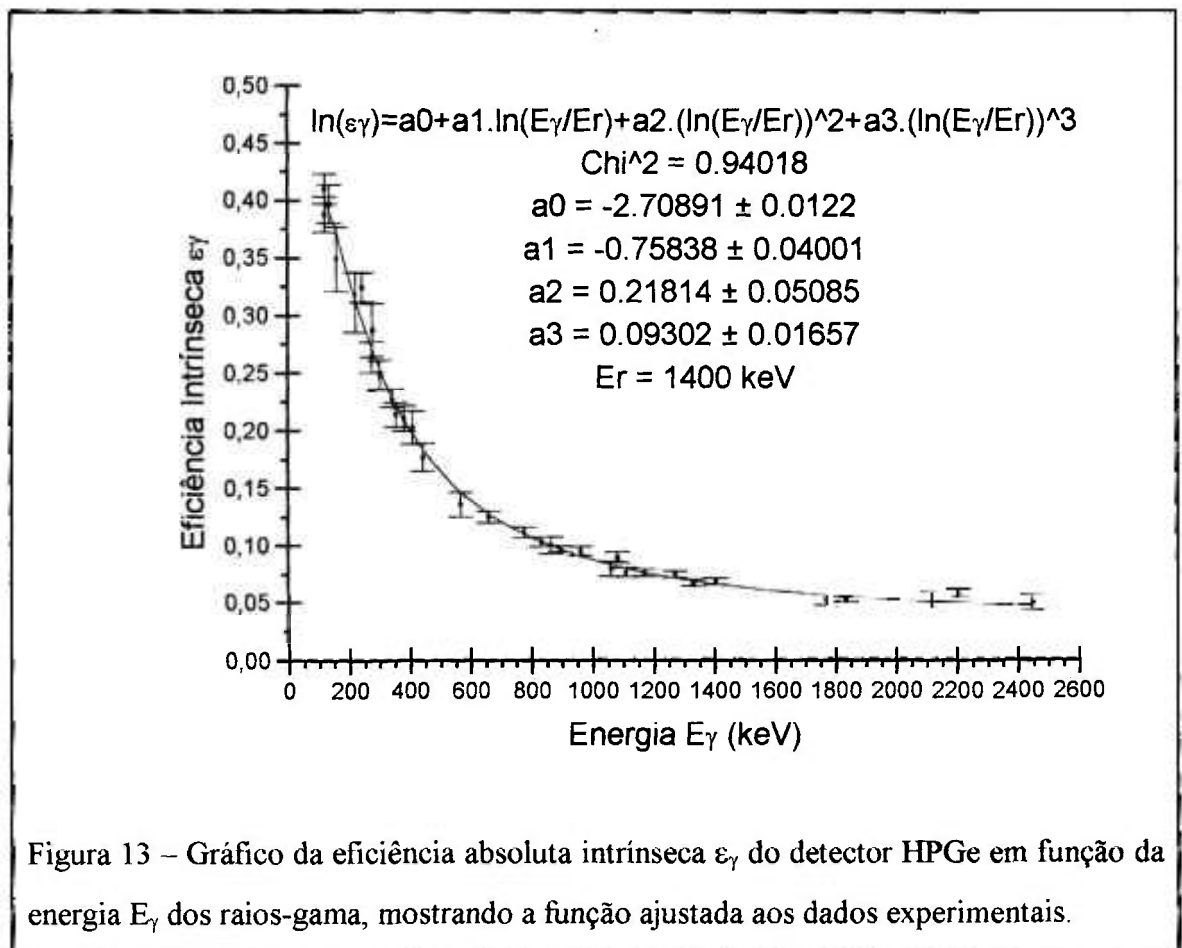


Figura 13 – Gráfico da eficiência absoluta intrínseca ϵ_γ do detector HPGe em função da energia E_γ dos raios-gama, mostrando a função ajustada aos dados experimentais.

Determinou-se, então, a eficiência absoluta intrínseca do detector HPGe como função da energia e, por fim, o valor desta eficiência nas energias dos raios-gama de interesse, conforme mostra a tabela 4.

Monitor de queima	E_γ (keV)	ϵ_γ
^{137}Cs	661,6	$0,1249 \pm 0,0050$
^{95}Zr	724,2	$0,1176 \pm 0,0015$
	756,7	$0,1129 \pm 0,0014$
$^{140}\text{Ba} / ^{140}\text{La}$	1596,5	$0,0605 \pm 0,0009$
$^{144}\text{Ce} / ^{144}\text{Pr}$	2185,7	$0,0500 \pm 0,0016$

Tabela 4 – Valores da eficiência absoluta intrínseca ϵ_γ do detector HPGe nas energias E_γ dos principais raios-gama emitidos por monitores de queima.

A incerteza δ_ϵ no valor destas eficiências foi calculada através de covariância, podendo ser escrita como

$$\delta_\epsilon^2 = \begin{vmatrix} \frac{\partial \epsilon_\gamma}{\partial a_0} & \frac{\partial \epsilon_\gamma}{\partial a_1} & \frac{\partial \epsilon_\gamma}{\partial a_2} & \frac{\partial \epsilon_\gamma}{\partial a_3} \end{vmatrix} |MC| \begin{vmatrix} \frac{\partial \epsilon_\gamma}{\partial a_0} \\ \frac{\partial \epsilon_\gamma}{\partial a_1} \\ \frac{\partial \epsilon_\gamma}{\partial a_2} \\ \frac{\partial \epsilon_\gamma}{\partial a_3} \end{vmatrix} \quad (31)$$

onde $|MC|$ indica a matriz de covariância fornecida pelo programa ORIGIN^[21] e as derivadas da função de ϵ_γ em relação a cada parâmetro de ajuste devem ser calculadas na energia E_γ do respectivo raio-gama de interesse.

2.3.3 – Áreas a_j

O ângulo sólido subentendido pelo posicionamento relativo entre o conjunto detector (tubo colimador + detector HPGe) e um elemento combustível irradiado define uma circunferência de área a_j sobre o plano central do cerne da j -ésima placa deste elemento (ver capítulo 1, parte 1.4, em especial a figura 4). A realização de qualquer medida da atividade gama absoluta de um dado monitor de queima presente em elementos combustíveis tipo placa irradiados exige que os valores das áreas a_j sejam previamente determinados. A complexidade geométrica exibida pela estrutura do tubo colimador (ver figura 10) torna inviável um cálculo analítico dos valores de a_j , sendo necessário portanto medi-los diretamente.

A medida dos valores de a_j foi realizada utilizando o arranjo experimental mostrado na figura 14. Neste arranjo, o tubo colimador foi posicionado horizontalmente sobre apoios diversos, de maneira a mantê-lo nivelado ao longo de todo o seu comprimento. O suporte cilíndrico de alumínio e a blindagem de chumbo (sustentada por duas braçadeiras de aço inoxidável) foram instalados em torno do colimador superior para permitir que o detector HPGe pudesse ser depois encaixado naquela extremidade, reproduzindo assim com exatidão a maneira pela qual estes componentes estarão montados durante a realização das medidas nos elementos combustíveis irradiados. Em frente à outra extremidade do tubo colimador, o arranjo apresentava uma base de madeira compensada, apoiada em cima de uma placa espessa de polietileno. Sobre esta base de madeira compensada foram fixados trilhos de aço que permitiam a movimentação de um carrinho de alumínio, adaptado para transportar e posicionar com precisão uma fonte de ^{137}Cs com atividade elevada, originalmente utilizada em gamagrafia.

O fluxo de raios-gama proveniente da fonte de ^{137}Cs utilizada é de tal intensidade que a mesma se encontra totalmente contida dentro de uma espessa blindagem de urânio depletado. Esta blindagem possui, na parte traseira, um alavanca, que permanece travada por um cadeado e, na parte frontal, um orifício central profundo, selado tanto pela própria blindagem quanto por uma pequena tampa de chumbo. Para expor a fonte de ^{137}Cs é necessário abrir o orifício circular frontal, obtendo a partir do mesmo um feixe de raios-gama altamente colimado e bastante intenso, através do seguinte procedimento: remover a tampa de chumbo, abrir o cadeado e girar a alavanca

até o fim no sentido horário. Em razão destas circunstâncias, todo o trabalho efetuado com esta fonte foi cercado de cuidados especiais e monitorado constantemente por técnicos de proteção radiológica.



Figura 14 – Fotografia do arranjo experimental utilizado para medir as áreas a_j .

Inicialmente não se conhecia a atividade da fonte de ^{137}Cs quando exposta, motivo pelo qual o arranjo experimental foi concebido para medir primeiramente esta grandeza. Assim, quando empurrado até atingir a extremidade direita dos trilhos de aço, o carrinho de alumínio posicionava a fonte frontalmente ao detector HPGe apoiado sobre um suporte de madeira, conforme mostra a figura 14. Porém, quando conduzido até alcançar a extremidade oposta dos trilhos, o carrinho posicionava a fonte frontalmente à janela de alumínio do colimador inferior, sendo o detector HPGe neste caso retirado de cima do suporte de madeira e encaixado dentro da blindagem de chumbo.

Além de transportar a fonte ao longo do comprimento dos trilhos, o carrinho permitia movimentá-la também na direção perpendicular aos mesmos, bastando para tanto girar para frente ou para trás um botão que deslocava gradualmente a plataforma de alumínio do carrinho sobre a qual era colocada a fonte. Ao girar o botão e acionar o mecanismo de movimentação desta plataforma, obtinha-se boa precisão no posicionamento da fonte.

Para que o arranjo experimental como um todo pudesse ser utilizado com sucesso, foi necessário garantir uma condição essencial: o orifício circular frontal da fonte de ^{137}Cs deve estar perfeitamente centralizado tanto em relação à janela do detector HPGe (quando o carrinho estiver posicionado no lado direito, durante as medidas de atividade da fonte) quanto em relação à janela de alumínio do colimador inferior (quando o carrinho estiver posicionado no lado esquerdo, durante as medidas dos valores de a_j).

No sentido de assegurar a validade desta condição, foram utilizadas as técnicas descritas a seguir. Com a fonte selada, retirou-se a tampa de chumbo e mediu-se o diâmetro do orifício circular frontal. Enquanto isso, foi providenciado o corte e a usinagem de um tubo de PVC rígido com diâmetro interno de 7,40 cm e comprimento total de 25,0 cm, dimensões adequadas para permitir o encaixe do mesmo praticamente sem folga em torno do colimador inferior. Uma vez conhecidas as medidas dos diâmetros do orifício circular e do tubo de PVC rígido, foram traçados em uma folha de papel vegetal milimetrado dois círculos concêntricos de diâmetro exatamente igual aos medidos, assinalando-se em vermelho o contorno de ambos. A folha foi recortada e em seguida colada na parte frontal da fonte selada de tal modo que o círculo menor acompanhasse exatamente o contorno do orifício circular. O papel em frente ao orifício foi então removido e a tampa de chumbo recolocada.

Nestas condições, garante-se a centralidade do orifício circular frontal da fonte em relação à janela do colimador inferior através do seguinte procedimento: empurrar o carrinho até alcançar a extremidade esquerda dos trilhos, colocar a fonte selada sobre a plataforma do carrinho, encaixar o tubo de PVC rígido em torno do colimador inferior, aproximar gradativamente a fonte do bocal do tubo de PVC até que os dois encostem, verificar se o contorno do bocal se sobrepõe exatamente ao contorno traçado em vermelho colado na parte frontal da fonte, ajustar a altura do apoio da base de madeira compensada (espessura da placa de polietileno) até que os contornos mencionados coincidam, atar com barbante a fonte à plataforma do carrinho assim que esta coincidência for obtida, afastar lentamente a fonte do bocal, empurrar com cuidado o carrinho para a direita e retirar o tubo de PVC.

Adicionalmente, foi fixada uma régua de aço ao lado da plataforma do carrinho e parafusado um ponteiro na lateral desta mesma plataforma, com a finalidade de indicar a distância entre a parte frontal da fonte e a janela do colimador inferior. Ao longo do

comprimento da régua de aço foram feitas marcas correspondentes às distâncias ajustadas para reproduzir o posicionamento relativo entre a janela do colimador inferior e o centro do cerne de cada uma das placas de um determinado elemento combustível durante as medidas na piscina de estocagem. Estas marcas foram assinaladas com algarismos de 1 até 18, em referência ao número da placa correspondente. Assim, para que, por exemplo, a distância entre a janela do colimador inferior e a parte frontal da fonte reproduzisse a distância entre a janela do colimador inferior e o centro do cerne da sétima placa do elemento combustível, bastava girar o botão e acionar o mecanismo de movimentação da plataforma até que o ponteiro indicasse a marca assinalada com o algarismo 7.

Concluídos estes procedimentos e adaptações, o carrinho foi deslocado até a extremidade oposta (direita) dos trilhos, atingindo a configuração que posicionou frontalmente a fonte selada e o detector HPGe apoiado sobre um suporte de madeira, conforme mostra a figura 14. Neste caso, decidiu-se usar um laser de baixa potência para garantir a centralidade do orifício circular frontal da fonte de ^{137}Cs em relação à janela do detector HPGe, pois ambos estavam bastante distantes.

O laser utilizado apresenta externamente a forma de um bastão metálico cilíndrico. Um feixe de luz vermelha com diâmetro de 4 mm é emitido a partir do centro da extremidade superior do bastão quando o aparato é conectado à rede elétrica. Mediu-se o diâmetro do bastão e, de maneira análoga ao procedimento anterior, um círculo com diâmetro igual ao medido foi traçado em uma folha de papel vegetal milimetrado e seu contorno assinalado em vermelho. Esta folha foi recortada e depois fixada com fita adesiva no centro da janela do detector HPGe. O laser foi posicionado manualmente sobre a janela do detector HPGe, de tal modo que o contorno da extremidade inferior do bastão coincidissem com o círculo vermelho assinalado na folha de papel vegetal. Mantendo-se o bastão fixo nesta posição, o aparato foi conectado à rede elétrica, observando-se então se o feixe laser emitido atingia o centro da tampa de chumbo que cobria o orifício circular frontal da fonte. Isto só ocorreu após a posição do detector ter sido cuidadosamente ajustada e fixada sobre o suporte de madeira utilizado como apoio. Encerrado este procedimento, desconectou-se da rede elétrica o aparato emissor do feixe laser, retirando-o, juntamente com a folha de papel vegetal, da frente da janela do detector HPGe.

Finalmente, o arranjo experimental estava pronto para iniciar as medidas.

Em primeiro lugar, o arranjo experimental foi utilizado para medir a atividade da fonte de ^{137}Cs quando exposta. Na mesma posição em que se obteve a centralização da janela do detector relativamente ao orifício circular frontal da fonte, mediu-se a distância entre ambos, que resultou $D = 424$ cm. Removeu-se a tampa de chumbo e mediu-se o diâmetro do orifício circular frontal da fonte, o que forneceu $\phi = 1,875$ cm. Finalizadas estas medidas preliminares, a fonte de ^{137}Cs foi exposta, assim permanecendo durante todo o resto do procedimento experimental. Foram obtidos quatro espectros gama, sendo cada um deles o resultado de 40 segundos de medida em tempo vivo. Nestes espectros, a área do fotopico correspondente ao raio-gama de 661,6 keV foi determinada por intermédio do programa IDEFIX^[17], fornecendo os resultados mostrados na tabela 5.

Espectro Gama	Área
1	103122 ± 400
2	102588 ± 400
3	103185 ± 401
4	102448 ± 399

Tabela 5 – Designação do espectro medido e valor da respectiva área do fotopico correspondente ao raio-gama de 661,6 keV.

A atividade A da fonte de ^{137}Cs quando exposta foi calculada através da seguinte expressão:

$$A = \frac{\text{Área}}{G \cdot \epsilon_{\gamma} \cdot T \cdot I_{\gamma} \cdot e^{-\mu_{\text{ar}} \cdot D}} \quad (32)$$

onde Área é cada um dos valores mostrados na tabela 5, $\epsilon_{\gamma} = (0,1249 \pm 0,0050)$ é o valor da eficiência absoluta intrínseca do detector HPGe na energia do raio-gama de 661,6 keV, $T = 40$ s é a duração de cada medida em tempo vivo, $I_{\gamma} = 0,851$ é a intensidade absoluta de emissão do raio-gama de 661,6 keV no decaimento do ^{137}Cs , $\mu_{\text{ar}} = 9,4868 \cdot 10^{-5} \text{ cm}^{-1}$ é o coeficiente de atenuação linear do ar atmosférico^[22] para raios-gama de 661,6 keV, $D = 424$ cm é a distância entre a janela do detector HPGe e o

orifício circular frontal da fonte durante as medidas e G é o fator de correção geométrica.

Considerando-se que, quando aberto, o orifício circular frontal constitui uma fonte circular plana de ^{137}Cs fortemente colimada, o fator G neste caso fica sendo dado pela expressão^[18]:

$$G = \frac{1}{2} \left\{ 1 - \frac{H}{(H^2 + R'^2)^{1/2}} \left[1 + \frac{3}{2} \left(\frac{r \cdot R'}{H^2 + R'^2} \right)^2 \right] \right\} \quad (33)$$

onde R' é o raio do feixe de raios-gama que incide na janela do detector HPGe, r é o raio do orifício circular frontal da fonte e H é a distância entre o orifício circular frontal da fonte e a base do cristal de germânio contido no detector HPGe, dada por

$$H = D + g \quad (34)$$

onde $g = 0,300$ cm é a largura do “gap” existente entre a janela de alumínio e a base do cristal de germânio.

Conforme destacado anteriormente, o feixe de raios-gama emitido pelo orifício circular frontal da fonte é fortemente colimado, sendo neste caso válida a seguinte condição

$$R' = r = 0,9735 \text{ cm} \quad (35)$$

Utilizando a expressão (33) e as condições mostradas nas equações (34) e (35), o fator de correção geométrica resultou $G = 1,22 \cdot 10^{-6}$.

Portanto, a atividade da fonte de ^{137}Cs quando exposta, calculada por intermédio da expressão (32) e obtida pela média ponderada nos erros^[16] para os valores encontrados, resultou $A = (2,06 \pm 0,04) \cdot 10^{10}$ Bq, o que equivale a $A = (557 \pm 11)$ mCi.

Uma vez conhecida a atividade da fonte de ^{137}Cs quando exposta, tornou-se possível medir enfim os valores das áreas a_j . Para tanto, o carrinho foi empurrado até atingir a extremidade esquerda dos trilhos, posicionando centralmente o orifício circular frontal da fonte em frente à janela do colimador inferior, conforme explicado

anteriormente. Em seguida, o detector HPGe foi retirado de cima do suporte de madeira e encaixado dentro da blindagem de chumbo. Seguindo estes procedimentos, o arranjo experimental assumiu a configuração mostrada na figura 15.



Figura 15 – Fotografia do arranjo experimental na configuração em que foram medidos os valores das áreas a_j .

Nesta configuração, ajustou-se a distância entre a janela do colimador inferior e a parte frontal da fonte, de maneira a reproduzir o posicionamento relativo entre a janela do colimador inferior e o centro do cerne de cada uma das placas de um dado elemento combustível durante as medidas na piscina de estocagem, conforme explicado anteriormente.

Para cada distância ajustada foi obtido um espectro gama, resultado de 600 segundos de medida em tempo vivo. Um conjunto completo de medidas continha portanto dezoito espectros. Ao todo, foram inteirados três conjuntos completos de medidas, perfazendo 54 espectros. Em cada um destes espectros, a área do fotopico correspondente ao raio-gama de 661,6 keV foi determinada por intermédio do programa IDEFIX^[17], obtendo-se os resultados mostrados na tabela 6.

T = 600 s		Área do fotopico correspondente ao raio-gama de 661,6 keV (^{137}Cs)		
j	Primeira Medida	Segunda Medida	Terceira Medida	Valor Médio
1	1101 ± 37	1222 ± 39	1036 ± 35	1113 ± 95
2	1123 ± 36	1149 ± 36	1150 ± 37	1141 ± 21
3	1154 ± 35	1210 ± 37	1196 ± 40	1185 ± 29
4	1182 ± 37	1191 ± 40	1105 ± 38	1159 ± 47
5	1123 ± 36	1168 ± 37	1185 ± 36	1159 ± 32
6	1229 ± 38	1288 ± 39	1218 ± 39	1245 ± 38
7	1284 ± 38	1324 ± 41	1229 ± 37	1276 ± 48
8	1223 ± 37	1332 ± 42	1264 ± 38	1268 ± 55
9	1332 ± 39	1459 ± 40	1308 ± 38	1364 ± 81
10	1267 ± 38	1328 ± 39	1354 ± 41	1314 ± 45
11	1273 ± 41	1460 ± 42	1252 ± 39	1324 ± 115
12	1326 ± 39	1442 ± 40	1344 ± 39	1369 ± 62
13	1436 ± 40	1496 ± 44	1303 ± 39	1405 ± 99
14	1257 ± 37	1487 ± 40	1248 ± 37	1323 ± 136
15	1213 ± 40	1312 ± 39	1246 ± 37	1257 ± 50
16	1239 ± 38	1379 ± 40	1418 ± 42	1339 ± 97
17	1255 ± 41	1387 ± 42	1212 ± 40	1282 ± 91
18	1317 ± 42	1467 ± 43	1389 ± 41	1390 ± 75

Tabela 6 – Valores da área do fotopico correspondente ao raio-gama de 661,6 keV, obtidos nos diferentes conjuntos de medidas para a j-ésima distância entre a janela do colimador inferior e a parte frontal da fonte de ^{137}Cs .

Encerrando esta etapa do experimento, os valores das áreas a_j foram obtidos a partir da seguinte expressão

$$a_j = \frac{\text{Área} - j}{\left(\frac{\Lambda}{\pi r^2}\right) \cdot T \cdot I_\gamma \cdot \epsilon_\gamma \cdot e^{-\mu_{\text{at}} \cdot C_2} \cdot e^{-\lambda_{137} \cdot (t_1 + a_j)}} \quad (36)$$

onde Área-j é o valor médio da área do fotopico correspondente ao raio-gama de 661,6 keV para a j-ésima distância (ver última coluna da tabela 6), $\Lambda = (2,0631 \pm 0,0415) \cdot 10^{10}$ Bq é a atividade da fonte de ^{137}Cs quando exposta, $r = 0,9375$ cm é o raio do orifício circular frontal da fonte de ^{137}Cs , $T = 600$ s é a duração de cada medida em tempo vivo, $I_\gamma = 0,851$ é a intensidade absoluta de emissão do raio-gama de 661,6 keV no decaimento de ^{137}Cs , $\epsilon_\gamma = (0,1249 \pm 0,0050)$ é a eficiência absoluta intrínseca do

detector HPGe na energia de 661,6 keV, $\mu_{Al} = (0,2009 \pm 0,0007) \text{ cm}^{-1}$ é o coeficiente de atenuação linear do alumínio^[23] para raios-gama de 661,6 keV, $\mu_{ar} = 9,4868 \cdot 10^{-5} \text{ cm}^{-1}$ é o coeficiente de atenuação linear do ar atmosférico para raios-gama de 661,6 keV, $C_2 = 0,100 \text{ cm}$ é a espessura da janela de alumínio do colimador inferior, $L = 327,4 \text{ cm}$ é o comprimento total do tubo colimador e d_j é a j -ésima distância ajustada entre a janela do colimador inferior e a parte frontal da fonte de ^{137}Cs , dada pela fórmula de recorrência:

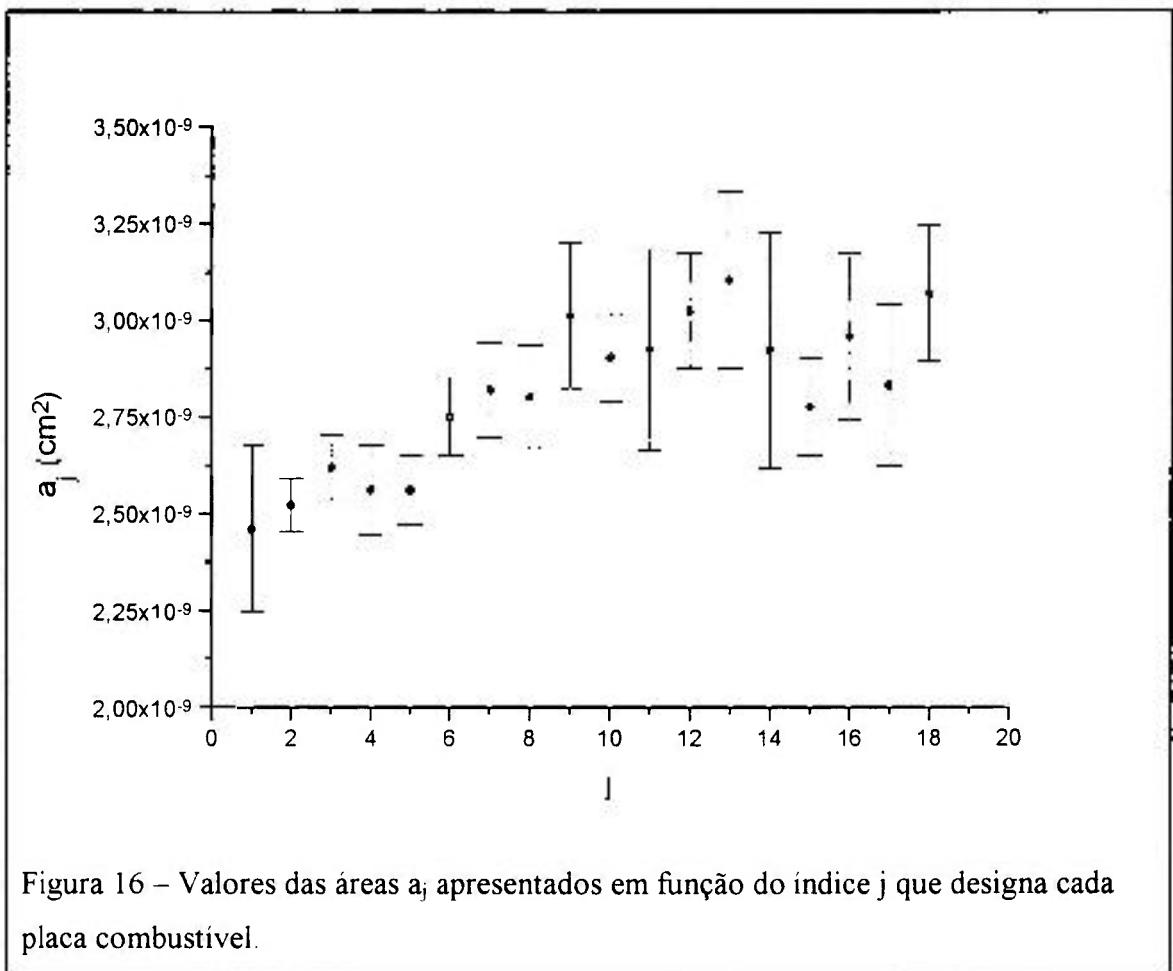
$$d_j = C_1 + (37 - 2 \cdot j) \left(a + \frac{s}{2} \right) + (18 - j) \cdot b \quad (37)$$

na qual C_1 é a distância entre a janela do colimador inferior e a última (décima-oitava) placa de um elemento combustível durante as medidas na piscina de estocagem, a é a espessura do revestimento de uma placa combustível, s é a espessura do cerne de uma placa combustível, b é a distância entre duas placas combustíveis sucessivas de um mesmo elemento e j é o índice que designa a placa combustível (ver capítulo 1, parte 4, em especial as figuras 6 e 7). Os valores obtidos para as áreas a_j são mostrados na tabela 7 e apresentados em função do índice j no gráfico da figura 16.

j	d_j [cm]	a_j [10^{-9} cm^2]
1	8,073	(2,46 ± 0,22)
2	7,632	(2,52 ± 0,07)
3	7,191	(2,62 ± 0,08)
4	6,750	(2,56 ± 0,12)
5	6,309	(2,56 ± 0,09)
6	5,868	(2,75 ± 0,10)
7	5,427	(2,82 ± 0,12)
8	4,986	(2,80 ± 0,13)
9	4,545	(3,01 ± 0,19)
10	4,104	(2,90 ± 0,12)
11	3,663	(2,93 ± 0,26)
12	3,222	(3,02 ± 0,15)
13	2,781	(3,10 ± 0,23)
14	2,340	(2,92 ± 0,31)
15	1,899	(2,78 ± 0,12)
16	1,458	(2,96 ± 0,22)
17	1,017	(2,83 ± 0,21)
18	0,576	(3,07 ± 0,18)

Tabela 7 – Valores obtidos para as áreas a_j .

Ao final das medidas, a fonte de ^{137}Cs foi selada, fechada com a tampa de chumbo, desatada da plataforma de alumínio do carrinho e colocada dentro de uma blindagem de chumbo, sendo assim transportada até o cofre de fontes do reator, onde foi guardada. O arranjo foi desmantelado e os componentes do aparato experimental para espectrometria gama foram transferidos para a área da piscina de estocagem do reator IEA-R1.



2.4 – Medidas de espectrometria gama

As medidas de espectrometria gama em elementos combustíveis tipo placa irradiados constituem a fase final do experimento, realizada na área da piscina de estocagem do reator IEA-R1.

O conjunto detector (tubo colimador + detector HPGe) foi instalado na lateral direita da piscina de estocagem (vista a partir da sala de controle do reator), acima da plataforma já existente neste lado, conforme indicado na figura 17.

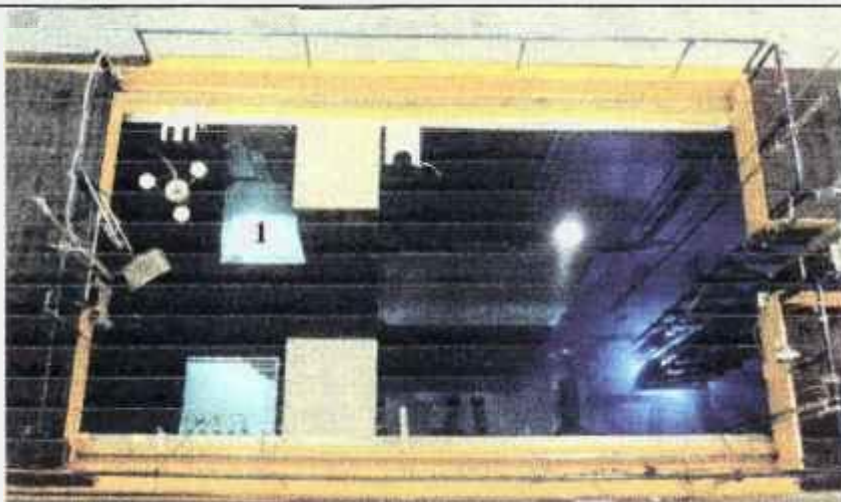


Figura 17 - Fotografia da piscina de estocagem do reator IEA-R1, onde a plataforma acima da qual foi instalado o conjunto detector está marcada com o número 1.

Para a realização das medidas, um elemento combustível irradiado, após ter sido retirado do rack de estocagem localizado no fundo da própria piscina, é posicionado horizontalmente sobre a plataforma com as placas paralelas à base da mesma, sendo então encostado na cantoneira ali soldada. Desta forma, garante-se a reprodutibilidade no posicionamento do elemento combustível.

Todo este processo foi efetuado exclusivamente por operadores do reator IEA-R1. Durante a movimentação, a profundidade na qual se encontrava o elemento combustível irradiado nunca foi menor do que 1,40 m, medida a partir da extremidade superior do mesmo, de maneira que a dose equivalente na superfície da água em momento algum ultrapassou 20 mrem/h. Todas as etapas da movimentação de cada elemento combustível irradiado foram realizadas sob a supervisão constante de técnicos de proteção radiológica.

Após posicionado o elemento combustível irradiado, são efetuadas cinco medidas ao longo do comprimento ativo e três medidas ao longo da largura ativa do mesmo, obtendo-se como resultado de cada medida um espectro gama. As medidas ao longo do comprimento ativo foram designadas por algarismos de 1 a 5 numerados a partir do bocal, sendo a distância entre dois pontos sucessivos igual a 13,0 cm, enquanto

as medidas ao longo da largura ativa foram designadas como 3 a central, 6 a voltada para o centro da piscina e 7 a mais próxima da cantoneira, sendo que estes três pontos distam entre si 2,3 cm. A figura 18 mostra esquematicamente a distribuição dos pontos selecionados para medida.

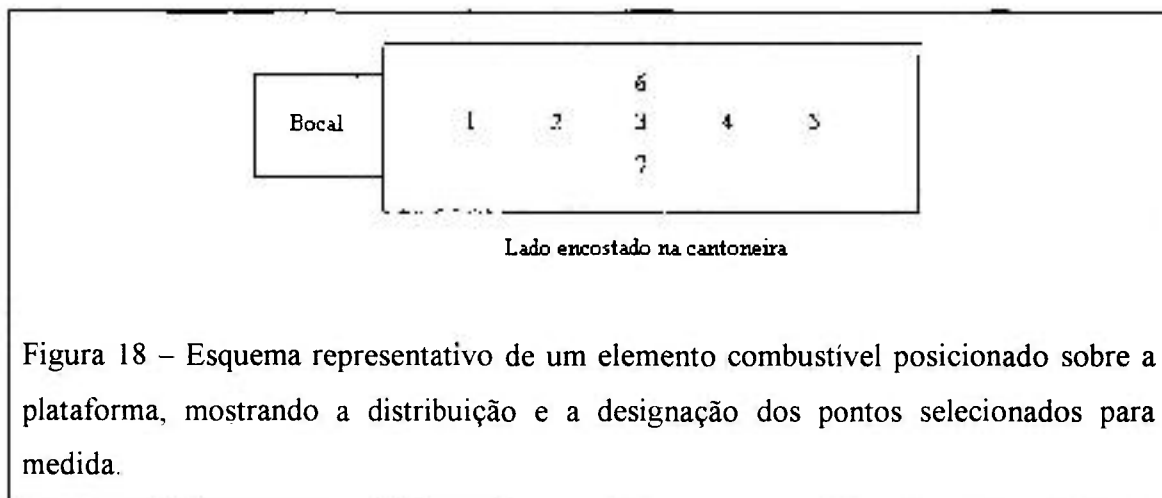


Figura 18 – Esquema representativo de um elemento combustível posicionado sobre a plataforma, mostrando a distribuição e a designação dos pontos selecionados para medida.

No quadro (x,y) de movimentação do equipamento foram feitas marcas indicando o posicionamento correspondente aos sete pontos de medida, de maneira a garantir reprodutibilidade na inspeção de cada elemento combustível irradiado.

2.5 – Análise das medidas

A aquisição e armazenamento dos espectros gama resultantes de cada medida é efetuada utilizando-se o programa MAESTRO II, enquanto a análise dos mesmos é feita com o uso do programa IDEFIX^[17].

Como já citado, o programa IDEFIX^[17] fornece a área e a posição do fotopico correspondente ao raio-gama do monitor de queima, ajustando ao fotopico uma função gaussiana e descontando o fundo contínuo, descrito por uma curva parabólica. Estes valores da área e seu respectivo erro são inseridos numa planilha do Microsoft EXCEL^[24], previamente programada (ver apêndice D) para efetuar todos os cálculos que fornecem como resultado o grau de queima do elemento combustível irradiado, a massa de ²³⁵U fissionada, a atividade total proveniente do monitor de queima e o número de átomos deste monitor.

Os dados de entrada para a planilha são:

a) parâmetros de projeto do elemento combustível: largura ativa (w), comprimento ativo (l), espessura do cerne das placas combustíveis (s), espessura do revestimento das placas combustíveis (a), distância entre placas combustíveis sucessivas (b), grau de enriquecimento do urânio e massa original de ^{235}U (listados no apêndice B).

b) coeficientes de atenuação linear de cada material para raios-gama emitidos no decaimento do monitor de queima escolhido (listados na tabela 8).

E_γ (keV)	Material	μ/ρ (cm^2/g)	ρ (g/cm^3)	μ (cm^{-1})
661.6	Al	0.07436 ± 0.00025	2,702	0.2009 ± 0.0007
	H ₂ O	0,0866	0,99821	0,0864
	Ar atmosférico	0,07776	0,00122	$9.4868 \cdot 10^{-5}$
	Liga U-Al	0.0837 ± 0.0002	5,744	0.4808 ± 0.0011
	Liga U-Al _x em Al	0.0959 ± 0.0003	9,732	0.9330 ± 0.0025
	Dispersão U ₃ O ₈ em Al	0.0982 ± 0.0004	4.1 ± 0.2	0.4026 ± 0.0197
724.2	Al	0,07339	2,702	0,1983
	H ₂ O	0,0835	0,99821	0,0834
	Ar atmosférico	0,07497	0,00122	$9.1463 \cdot 10^{-5}$
	Liga U-Al	0,0802	5,744	0,4607
	Liga U-Al _x em Al	0,0891	9,732	0,8672
	Dispersão U ₃ O ₈ em Al	0.0908 ± 0.0004	4.1 ± 0.2	0.3723 ± 0.0182
756.7	Al	0,07203	2,702	0,1946
	H ₂ O	0,0819	0,99821	0,0818
	Ar atmosférico	0,07354	0,00122	$8.9719 \cdot 10^{-5}$
	Liga U-Al	0,0779	5,744	0,4475
	Liga U-Al _x em Al	0,0856	9,732	0,8328
	Dispersão U ₃ O ₈ em Al	0.0870 ± 0.0003	4.1 ± 0.2	0.3567 ± 0.0174
1596.5	Al	0.04808 ± 0.00016	2,702	0.1299 ± 0.0004
	H ₂ O	0,0559	0,99821	0,0558
	Ar atmosférico	0,05034	0,00122	$6.1415 \cdot 10^{-5}$
	Liga U-Al	0.0489 ± 0.0002	5,744	0.2809 ± 0.0011
	Liga U-Al _x em Al	0.0500 ± 0.0001	9,732	0.4862 ± 0.0014
	Dispersão U ₃ O ₈ em Al	0.0503 ± 0.0002	4.1 ± 0.2	0.2062 ± 0.0101
2185.7	Al	0,04140	2,702	0,1119
	H ₂ O	0,0467	0,99821	0,0466
	Ar atmosférico	0,04214	0,00122	$5.1411 \cdot 10^{-5}$
	Liga U-Al	0,0424	5,744	0,2435
	Liga U-Al _x em Al	0,0438	9,732	0,4258
	Dispersão U ₃ O ₈ em Al	0.0440 ± 0.0002	4.1 ± 0.2	0.1804 ± 0.0088

Tabela 8 - Energias dos raios-gama de interesse (E_γ) e valores correspondentes do coeficiente de atenuação em massa (μ/ρ), da massa específica (ρ) e do coeficiente de atenuação linear (μ) para alumínio, água, ar atmosférico e materiais do cerne^[11.22-23.25].

c) características do monitor de queima escolhido: meia-vida ($T_{1/2}$), intensidade absoluta de emissão do raio gama (I_γ) e rendimento médio do monitor na fissão do ^{235}U (y) (listados na tabela 9).

Monitores de Queima					
Monitor	E_γ (keV)	I_γ	$T_{1/2}$ (s)	y	ϵ_γ
$^{140}\text{Ba} / ^{140}\text{La}$	1596,5	1,099	1.101.600	$0,0618 \pm 0,0012$	$0,0605 \pm 0,0009$
^{95}Zr	724,2	0,437	5.532.192	$0,0641 \pm 0,0009$	$0,1176 \pm 0,0015$
	756,7	0,554			$0,1129 \pm 0,0014$
$^{144}\text{Ce} / ^{144}\text{Pr}$	2185,7	0,007	24.615.360	$0,0534 \pm 0,0015$	$0,0500 \pm 0,0016$
^{137}Cs	661,6	0,851	950.495.040	$0,0617 \pm 0,0003$	$0,1249 \pm 0,0050$

Tabela 9 – Características dos monitores de queima: energia dos raios-gama emitidos (E_γ), intensidade absoluta de emissão do raio-gama (I_γ), meia-vida ($T_{1/2}$), rendimento médio do monitor na fissão do ^{235}U (y) e eficiência absoluta intrínseca do detector HPGe (ϵ_γ).

d) histórico de irradiação do elemento combustível, com as potências médias relativas utilizadas e data de saída definitiva do núcleo.

e) parâmetros relacionados com a eficiência do conjunto detector: eficiência absoluta intrínseca do detector HPGe nas energias do raio-gama emitido no decaimento do monitor de queima escolhido (ϵ_γ) e valores medidos das áreas a_j .

Os valores do rendimento médio do monitor de queima na fissão do ^{235}U , designados por y na tabela 9, são a média dos rendimentos na fissão do ^{235}U por nêutrons térmicos e rápidos, ponderada nos respectivos valores médios dos fluxos de nêutrons do reator IEA-R1 operando à potência de 2 MW, na qual os elementos combustíveis medidos foram irradiados.

CAPÍTULO 3 – RESULTADOS

3.1 – Medida preliminar

Antes de iniciar as medidas de espectrometria gama nos elementos combustíveis irradiados, deve-se estudar a procedência de todos os fotopicos que podem ser encontrados em espectros gama resultantes daquelas medidas.

Para tanto, posicionou-se o elemento combustível 86 na plataforma da piscina de estocagem do reator IEA-R1, realizando-se em seguida uma medida preliminar no ponto central do elemento, que forneceu como resultado o espectro mostrado na figura 19. Esta medida foi realizada nas seguintes condições:

- a) reator IEA-R1 em plena operação à potência de 2 MW;
- b) elemento combustível 86 irradiado durante muito tempo (mais de 15 anos) e cuja retirada em definitivo do núcleo havia sido feita recentemente (cerca de dois meses);
- c) medida de longa duração (3600 segundos em tempo vivo).

O espectro gama mostrado na figura 19 permite distinguir nitidamente três grupos de fotopicos. O primeiro grupo, assinalado em vermelho, exhibe fotopicos originados por raios-gama emitidos no decaimento de produtos de fissão contidos no cerne das placas combustíveis, entre os quais se encontram os monitores de queima mencionados anteriormente (ver capítulo 1, seção 1.2.1). O segundo grupo, indicado em verde, é constituído pelos fotopicos mais proeminentes do fundo natural^[26]. O terceiro grupo, sinalizado em azul, mostra fotopicos originados por raios-gama emitidos no decaimento de produtos de ativação, cuja origem merece análise mais detalhada.

Neste espectro é possível identificar os seguintes produtos de ativação:

- a) ^{24}Na ($T_{1/2} = 15,02$ horas): presente na água da piscina, este radionuclídeo é produzido a partir da reação $^{27}\text{Al}(n,\alpha)^{24}\text{Na}$, que ocorre quando, durante a operação do reator, os nêutrons incidem nas treliças de sustentação do núcleo e no revestimento dos elementos refletores e das placas dos elementos combustíveis, todos feitos de alumínio^[7].

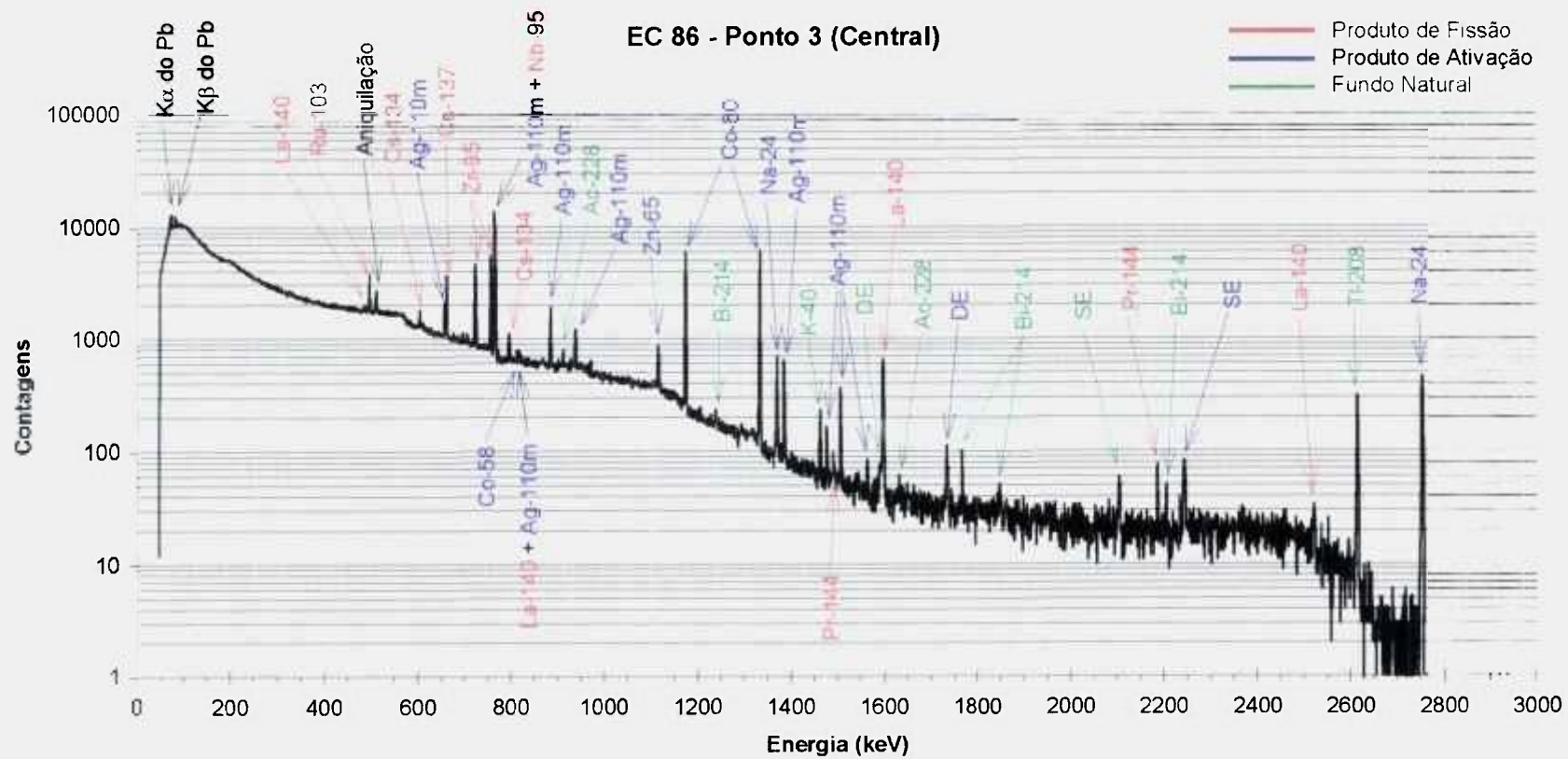


Figura 19 - Espectro gama resultante de medida preliminar, indicando a procedência dos principais fotopicos observados.

- b) ^{110m}Ag ($T_{1/2} = 249,9$ dias): formado principalmente através da captura radiativa de nêutrons pelo isótopo ^{109}Ag , que constitui 48,17 % da prata natural^[4], metal que por sua vez totaliza 80 % em massa da liga utilizada nas barras de controle do reator^[27]. Esta prata ativada no núcleo se dilui na água da piscina de estocagem sob a forma de cátions monovalentes, em razão do óxido de prata ser ligeiramente solúvel^[28]. Entretanto, ao contrário do que se observa em relação aos demais produtos de ativação, não se detecta a presença de ^{110m}Ag em amostras de água da piscina do reator, mas sim em superfícies metálicas sobre as quais este radioisótopo se deposita por meio de reações químicas de deslocamento. Assim, observa-se a presença de ^{110m}Ag sobre a superfície de alumínio do revestimento das placas combustíveis de praticamente todos os elementos estocados^[7].
- c) ^{58}Co ($T_{1/2} = 70,92$ dias): presente na água da piscina. Formado principalmente pela reação $^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$, que ocorre com o níquel presente nos prolongadores das barras de controle do reator IEA-R1 e no aço inoxidável do qual é feito o revestimento interno da parede da piscina do reator.
- d) ^{60}Co ($T_{1/2} = 5,27$ anos): presente na água da piscina. Formado pelas reações $^{60}\text{Ni}(n,p)^{60}\text{Co}$ e $^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$. Os núcleos-alvo destas reações, isótopos de níquel e cobalto, são provenientes de estruturas de aço inoxidável existentes na piscina do reator.
- e) ^{65}Zn ($T_{1/2} = 244,1$ dias): presente na água da piscina. Formado essencialmente pela reação $^{64}\text{Zn}(n,\gamma)^{65}\text{Zn}$, sendo o zinco resultante da oxidação dos trocadores de calor do circuito primário.

Como resultado desta medida preliminar, foi observado que os raios-gama emitidos por produtos de ativação, em especial os dois raios-gama de alta energia emitidos no decaimento do ^{24}Na (1368,5 keV e 2754,1 keV), poderiam alterar os resultados obtidos com a espectrometria gama. Assim, todas as medidas em elementos combustíveis foram realizadas somente durante os períodos de paralisação prolongada na operação do reator IEA-R1.

3.2 – Medidas da radiação de fundo da piscina de estocagem

Tendo em vista que produtos de ativação com meia-vida curta poderiam atrapalhar as medidas de espectrometria gama, realizou-se uma medida do espectro da radiação de fundo (BG) da piscina de estocagem com o reator IEA-R1 desligado há uma semana. O espectro gama resultante desta medida é mostrado na figura 20.

Neste espectro, obtido em medida com duração de 3600 segundos em tempo vivo, nota-se a ausência total de produtos de fissão e a presença de dois radionuclídeos produzidos por ativação (^{54}Mn e ^{59}Fe), que não foram detectados na medida exploratória preliminar no elemento combustível 86, realizada em julho de 1997. A presença destes dois radionuclídeos se deve provavelmente à ativação de resíduos contendo limalha de ferro, que caíram dentro da piscina quando uma espessa chapa de aço carbono foi serrada durante obras realizadas no saguão em dezembro de 1997. Estes radionuclídeos tem as seguintes origens:

- a) ^{54}Mn ($T_{1/2} = 312,5$ dias): formado principalmente por meio da reação $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$.
- b) ^{59}Fe ($T_{1/2} = 44,5$ dias): formado por meio da reação $^{58}\text{Fe}(n,\gamma)^{59}\text{Fe}$.

No entanto, o mais importante é perceber que neste espectro a presença do radionuclídeo ^{24}Na foi bastante reduzida após uma semana de parada na operação do reator, o que torna possível medir o grau de queima em elementos combustíveis irradiados.

3.3 – Medidas nos elementos combustíveis irradiados

3.3.1 – Introdução

Todos os elementos combustíveis que foram inspecionados têm períodos de irradiação muito superiores a 200 dias, o que tornou inviável a realização de medidas usando os produtos de fissão ^{95}Zr e $^{140}\text{Ba} / ^{140}\text{La}$ como monitores de queima. Porém, foi possível utilizar os outros dois monitores propostos neste trabalho. Para tanto, os elementos combustíveis a serem inspecionados foram separados em dois grandes

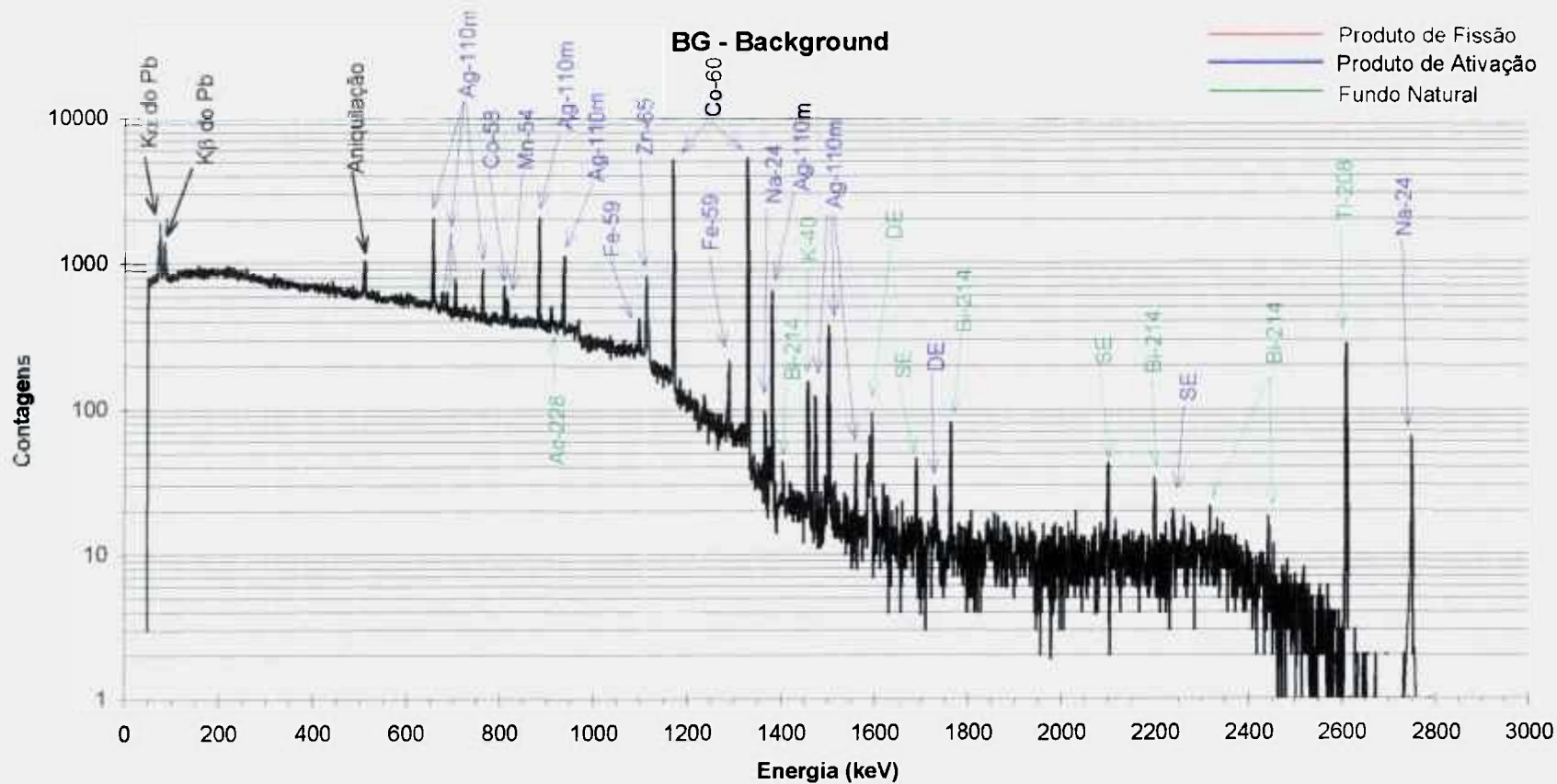


Figura 20 - Espectro gama resultante de medida do BG da piscina do Reator IEA-R1, com duração de 3600 segundos em tempo vivo.

grupos: os elementos combustíveis que foram retirados em definitivo do núcleo há mais de dois anos (para os quais se utilizou ^{137}Cs como monitor de queima) e os que têm tempo de estocagem menor que dois anos (neste caso, foi utilizado ^{144}Ce / ^{144}Pr).

3.3.2 – Elementos combustíveis retirados do núcleo há mais de dois anos

Nos espectros gama resultantes de medidas efetuadas nestes elementos combustíveis, nota-se que os produtos de fissão com meia-vida mais curta já decaíram e que o fotopico correspondente ao raio-gama de 661,6 keV, emitido no decaimento do monitor de queima ^{137}Cs , aparece de modo bastante destacado, sendo o mais proeminente de todo o espectro, conforme mostra a figura 21. A duração de cada uma destas medidas totalizou 600 segundos em tempo vivo.

A área do fotopico correspondente ao raio-gama de 661,6 keV foi determinada para cada um dos espectros gama obtido através de medidas efetuadas em cada elemento combustível irradiado, tanto ao longo do comprimento ativo quanto ao longo da largura ativa do mesmo, utilizando o programa IDEFIX^[17] conforme descrito anteriormente (ver capítulo 2, seção 2.3.2).

Observa-se nos espectros que este fotopico é sempre precedido por um outro, bem menor e muito próximo, identificado como sendo correspondente ao raio-gama mais intenso emitido no decaimento do produto de ativação $^{110\text{m}}\text{Ag}$ ($E_\gamma = 657,7$ keV, $I_\gamma = 0,947$).

Nestas circunstâncias, tornou-se necessário ajustar com o programa IDEFIX^[17] uma função gaussiana a cada um dos fotopicos de um duplete, para desta maneira discriminar corretamente as duas áreas, conforme mostra a figura 22.

Os valores das áreas do fotopico correspondente ao raio-gama de 661,6 keV, apresentados em função do comprimento e da largura ativos, constituem os chamados perfis de queima para um dado elemento combustível irradiado. A figura 23 mostra os perfis de queima para o elemento combustível 111.

A partir destas áreas, calcula-se o valor do parâmetro \bar{Q} para, em seguida, determinar a atividade total do elemento combustível irradiado devida ao monitor de queima escolhido, assim como a massa de ^{235}U fissionada neste elemento (ver capítulo 1, parte 1.5). Por fim, a razão entre as massas fissionada e original de ^{235}U no elemento

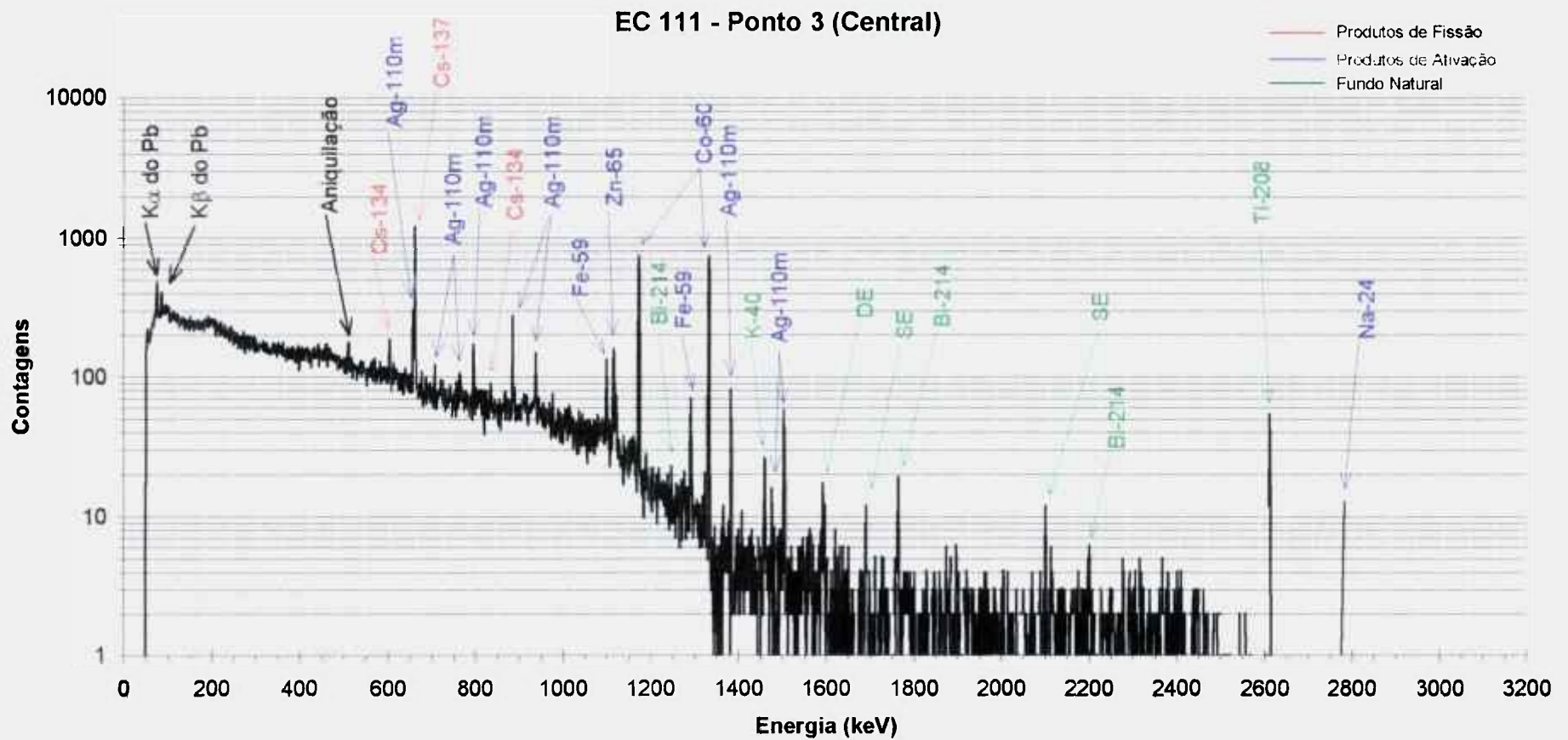


Figura 21 - Espectro gama resultante de medida efetuada no ponto 3 (central) do elemento combustível 111, com duração de 600 segundos em tempo vivo.

combustível medido forneceu o grau de queima do mesmo. Todos estes cálculos foram efetuados com o uso de planilhas eletrônicas EXCEL^[24], conforme mencionado anteriormente. Como exemplo, a íntegra da planilha utilizada na determinação do grau de queima do elemento combustível 111 a partir dos dados experimentais é mostrada no apêndice D deste trabalho.

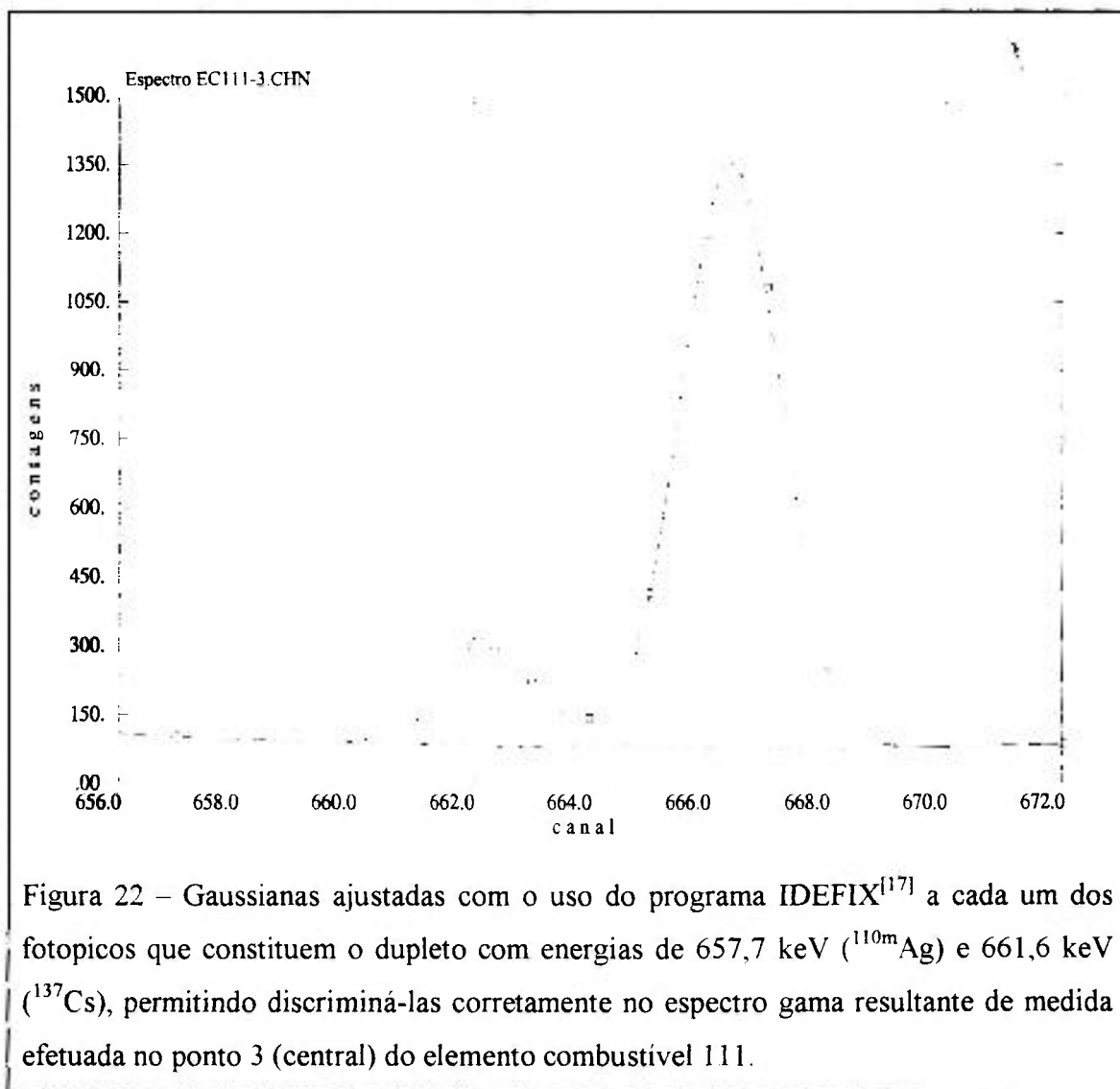


Figura 22 – Gaussianas ajustadas com o uso do programa IDEFIX^[17] a cada um dos fotopicos que constituem o duplete com energias de 657,7 keV (^{110m}Ag) e 661,6 keV (¹³⁷Cs), permitindo discriminá-las corretamente no espectro gama resultante de medida efetuada no ponto 3 (central) do elemento combustível 111.

3 . 3 . 3 – Elementos combustíveis retirados do núcleo há menos de dois anos

Em elementos combustíveis monitorados com ¹⁴⁴Ce / ¹⁴⁴Pr, observa-se nos espectros correspondentes também a presença de outros produtos de fissão com meia-

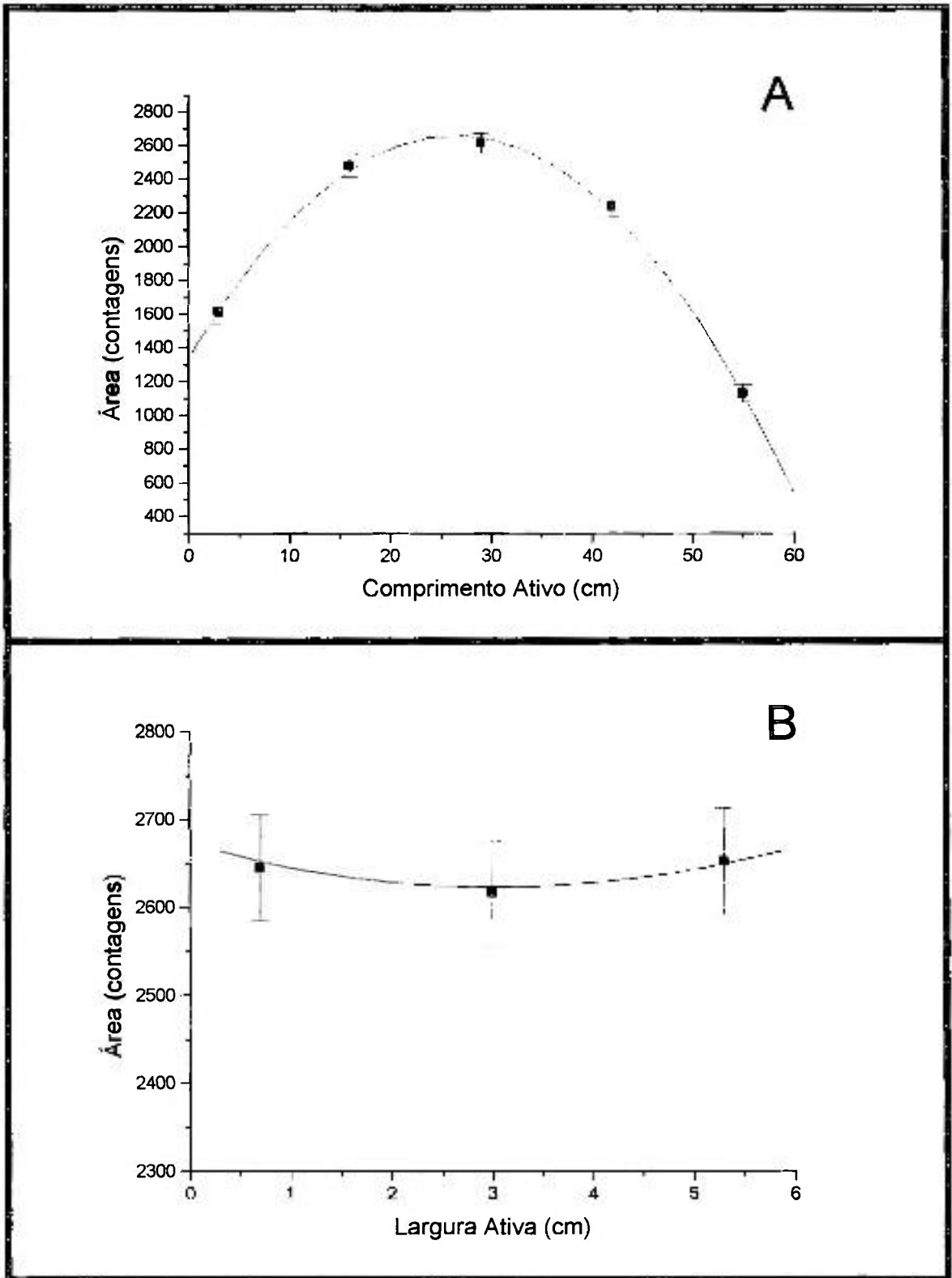


Figura 23 - Perfis de queima obtidos experimentalmente para o elemento combustível 111: A) perfil de queima ao longo do comprimento ativo; B) perfil de queima ao longo da largura ativa.

vida curta: ^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{103}Ru e ^{106}Rh . Ao empregar $^{144}\text{Ce} / ^{144}\text{Pr}$ como monitor de queima, utiliza-se o fotopico correspondente ao raio-gama de 2185,7 keV, que apesar de ter uma intensidade absoluta de emissão muito pequena (0,7 %), está numa região em que o fundo contínuo proveniente do espalhamento Compton de raios-gama emitidos no decaimento de outros radionuclídeos não o encobre, conforme mostra a figura 24. Como o fotopico selecionado tem uma baixa intensidade absoluta de emissão, utilizou-se 3600 segundos em tempo vivo para cada medida.

Analogamente ao que foi efetuado no caso do ^{137}Cs , determinou-se as áreas do fotopico de interesse (2185,7 keV do monitor $^{144}\text{Ce} / ^{144}\text{Pr}$) ao longo do comprimento ativo e da largura ativa de cada elemento combustível, traçando os perfis de queima, conforme exemplificado na figura 25 para o elemento combustível IEA-131.

A partir destas áreas, calcula-se o valor do parâmetro \bar{Q} para, em seguida, determinar a atividade total do elemento combustível irradiado devida ao monitor de queima escolhido, assim como a massa de ^{235}U fissionada neste elemento (ver capítulo 1, parte 1.5). Por fim, a razão entre as massas fissionada e original de ^{235}U no elemento combustível medido forneceu o grau de queima do mesmo. Todos estes cálculos foram efetuados com o uso de planilhas eletrônicas EXCEL^[24], conforme mencionado anteriormente.

3.3.4 – Resultados das medidas nos elementos combustíveis

Foram inspecionados neste trabalho 16 elementos combustíveis tipo placa irradiados, com as medidas sendo efetuadas nas datas relacionadas na tabela 10.

As medidas do grau de queima, efetuadas em todos os elementos combustíveis tipo placa irradiados que foram previamente escolhidos, forneceram os resultados apresentados na tabela 11.

A incerteza experimental relativa média para as medidas efetuadas com ^{137}Cs perfaz 7,53 %, enquanto que para as medidas efetuadas com $^{144}\text{Ce} / ^{144}\text{Pr}$ esta incerteza totaliza 16,33 %.

A perda de precisão verificada em medidas nas quais $^{144}\text{Ce} / ^{144}\text{Pr}$ é usado como monitor de queima decorre principalmente da baixa intensidade absoluta de emissão do raio-gama analisado ($E_\gamma = 2185,7$ keV, $I_\gamma = 0,007$), característica que contribui para

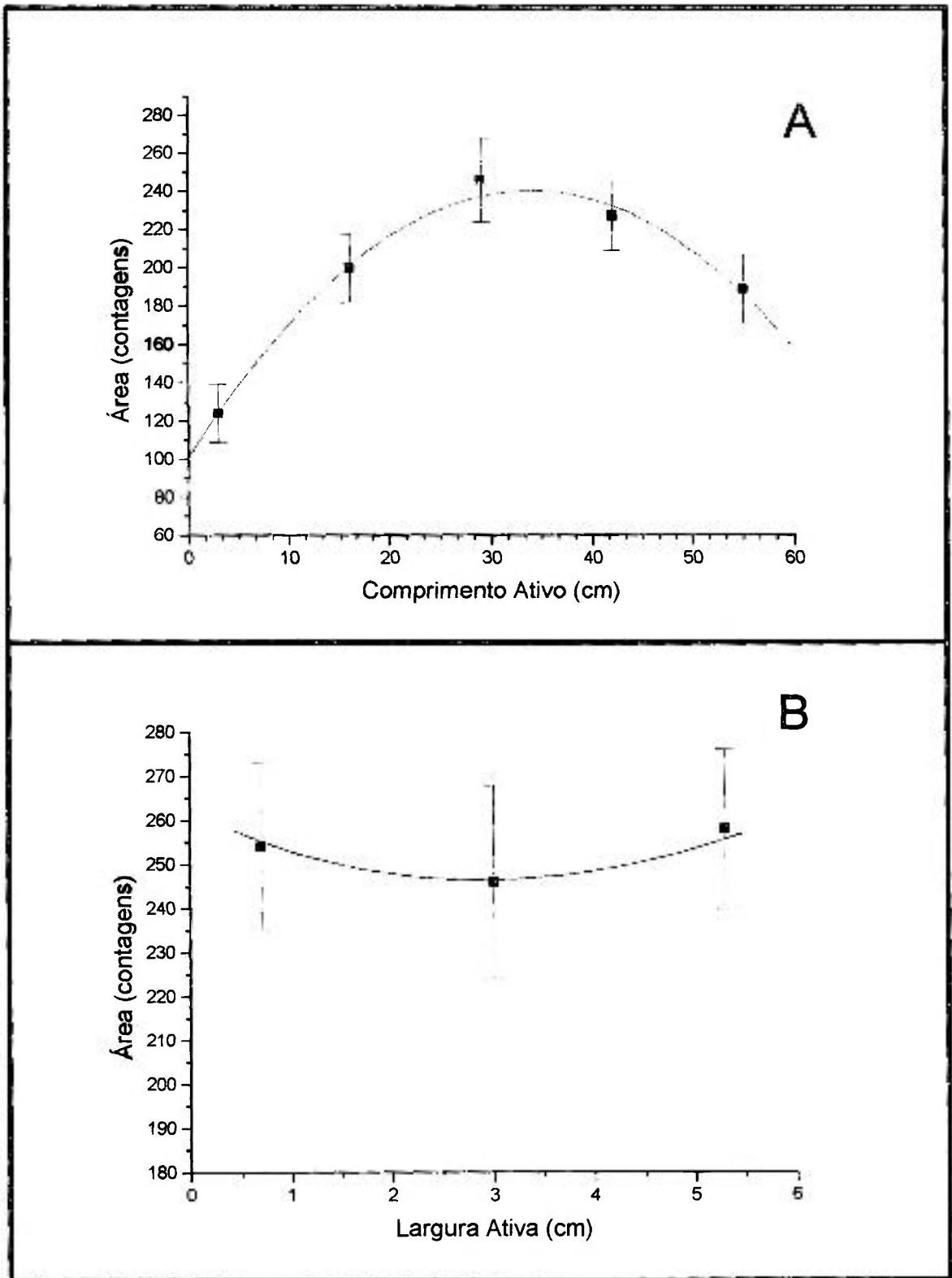


Figura 25 - Perfis de queima obtidos experimentalmente para o elemento combustível IEA-131: A) perfil de queima ao longo do comprimento ativo; B) perfil de queima ao longo da largura ativa.

aumentar a incerteza na área do fotopico correspondente, pois o número de raios-gama detectados tende a ser baixo nesta energia. Incertezas experimentais relativas de até 30 % foram obtidas medindo-se com ^{144}Ce / ^{144}Pr o grau de queima de combustíveis nucleares irradiados em reatores de potência^[29-30].

Medida Efetuada	Data de Realização
Preliminar – 86	08 / 07 / 1997
107	06 / 01 / 1998
98	07 / 01 / 1998
108	07 / 01 / 1998
111	07 / 01 / 1998
112	07 / 01 / 1998
IEA – 123	07 / 01 / 1998
IEA – 124	08 / 01 / 1998
IEA – 126	08 / 01 / 1998
BG	26 / 02 / 1998
84	26 / 02 / 1998
86	26 / 02 / 1998
93	26 / 02 / 1998
96	26 / 02 / 1998
101	26 / 02 / 1998
IEA – 132	26 / 02 / 1998
IEA – 130	27 / 02 / 1998
IEA – 131	01 / 03 / 1998

Tabela 10 – Cronograma geral de realização das medidas de espectrometria gama.

Apenas para efeito de comparação, analisou-se no elemento combustível irradiado IEA-131 também o fotopico de 661,6 keV, emitido no decaimento do ^{137}Cs , apesar deste elemento não ter sido retirado do núcleo há mais de dois anos, e encontrou-se os seguintes resultados:

- Grau de queima medido com ^{144}Ce / ^{144}Pr : $28,92 \pm 4,67$
- Grau de queima medido com ^{137}Cs : $21,54 \pm 1,73$

Este teste demonstra que a utilização do ^{137}Cs como monitor de queima só é adequada para elementos combustíveis retirados do núcleo há mais de dois anos, já que, como explicado anteriormente (capítulo 1, seção 1.2.1), o fundo contínuo proveniente do espalhamento Compton de raios-gama emitidos por radionuclídeos de meia-vida curta encobre o fotopico de 661,6 keV^[2].

Elemento Combustível	Retirada do Núcleo	Monitor de Queima	Espectrometria Gama (%)
84	10 / 06 / 1996	¹³⁷ Cs	45,24 ± 3,81
86	05 / 05 / 1997	¹⁴⁴ Ce / ¹⁴⁴ Pr	50,17 ± 9,93
93	09 / 07 / 1992	¹³⁷ Cs	35,31 ± 3,13
96	09 / 07 / 1992	¹³⁷ Cs	40,25 ± 3,38
98	19 / 12 / 1994	¹³⁷ Cs	45,98 ± 3,13
101	30 / 06 / 1989	¹³⁷ Cs	35,91 ± 3,18
107	17 / 09 / 1994	¹³⁷ Cs	44,77 ± 3,15
108	27 / 09 / 1993	¹³⁷ Cs	40,58 ± 2,89
111	04 / 09 / 1995	¹³⁷ Cs	46,43 ± 3,03
112	04 / 09 / 1995	¹³⁷ Cs	44,47 ± 3,04
IEA – 123	16 / 10 / 1995	¹³⁷ Cs	46,56 ± 3,36
IEA – 124	16 / 10 / 1995	¹³⁷ Cs	47,95 ± 3,51
IEA – 126	10 / 06 / 1996	¹³⁷ Cs	47,66 ± 3,34
IEA – 130	09 / 09 / 1997	¹⁴⁴ Ce / ¹⁴⁴ Pr	36,77 ± 5,13
IEA – 131	09 / 09 / 1997	¹⁴⁴ Ce / ¹⁴⁴ Pr	28,92 ± 4,67
IEA – 132	09 / 07 / 1997	¹⁴⁴ Ce / ¹⁴⁴ Pr	30,88 ± 4,77

Tabela 11 – Valores para o grau de queima em elementos combustíveis tipo placa irradiados no reator IEA-R1, obtidos através de medidas de espectrometria gama.

3.3.5 – Comparação entre resultados experimentais e cálculos neutrônicos

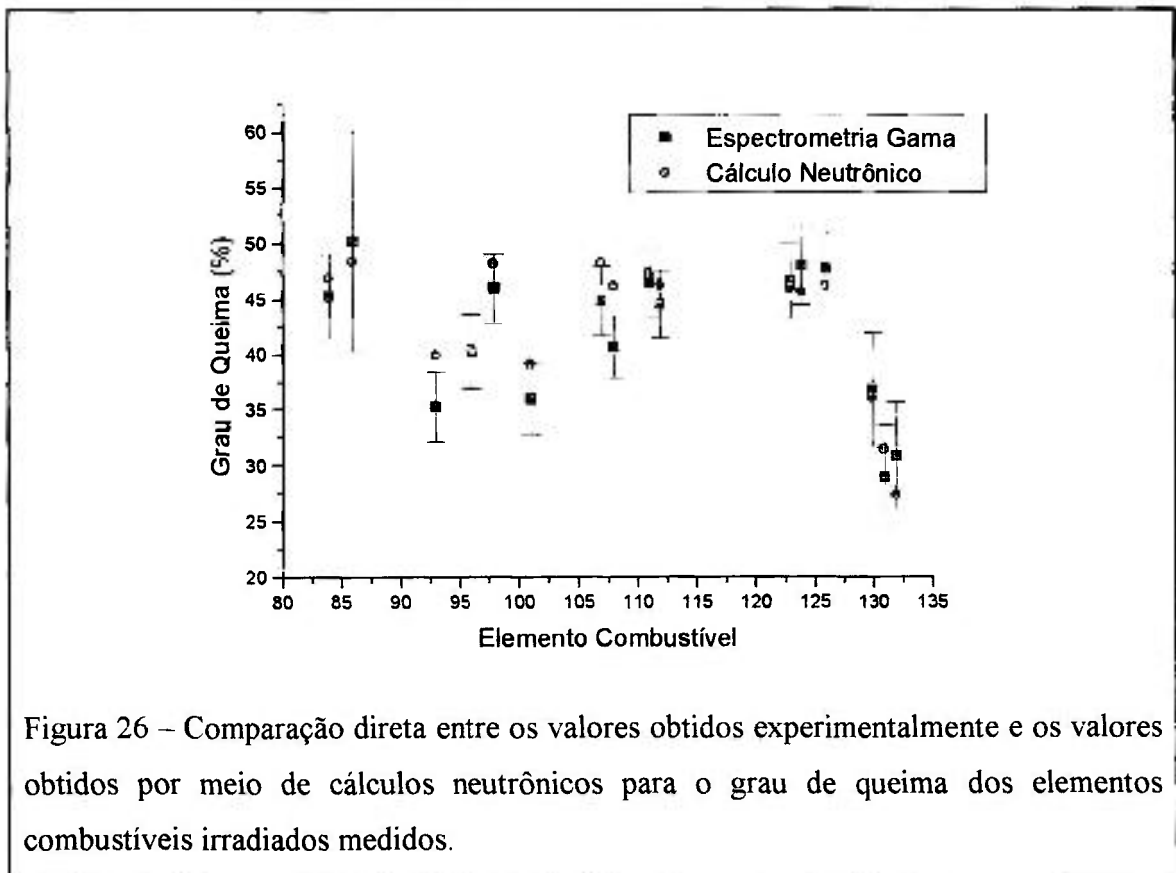
Desde o início de operação do reator IEA-R1, o grau de queima dos elementos combustíveis tipo placa irradiados é determinado a partir de cálculos neutrônicos^[31-32] efetuados com base em medidas do fluxo médio de nêutrons em cada configuração do núcleo do reator IEA-R1.

Entretanto, devido ao fato do fluxo médio de nêutrons não ter sido medido para a maioria das configurações, as medidas de espectrometria gama constituem um teste para avaliar a metodologia atualmente usada nos cálculos neutrônicos. A tabela 12 apresenta uma comparação entre valores para o grau de queima obtidos por medidas de espectrometria gama e por meio de cálculos neutrônicos.

Na figura 26 são mostrados, em comparação direta, os valores obtidos experimentalmente e os valores resultantes de cálculos neutrônicos para o grau de queima, enquanto a figura 27 apresenta a razão espectrometria gama/cálculo neutrônico para cada elemento combustível tipo placa irradiado medido, calculada com os dados mostrados na tabela 12.

Elemento Combustível	Espectrometria Gama (%)	Cálculo Neutrônico (%)
84	45,24 ± 3,81	46,92
86	50,17 ± 9,93	48,40
93	35,31 ± 3,13	39,93
96	40,25 ± 3,38	40,51
98	45,98 ± 3,13	48,28
101	35,91 ± 3,18	39,08
107	44,77 ± 3,15	48,30
108	40,58 ± 2,89	46,15
111	46,43 ± 3,03	47,37
112	44,47 ± 3,04	46,31
IEA - 123	46,56 ± 3,36	45,93
IEA - 124	47,95 ± 3,51	45,61
IEA - 126	47,66 ± 3,34	46,17
IEA - 130	36,77 ± 5,13	36,10
IEA - 131	28,92 ± 4,67	31,46
IEA - 132	30,88 ± 4,77	27,34

Tabela 12 – Comparação entre valores experimentais e valores obtidos por meio de cálculos neutrônicos para o grau de queima de elementos combustíveis tipo placa irradiados no reator IEA-R1.



Para a maioria dos elementos combustíveis irradiados, os valores obtidos para o grau de queima, tanto através de espectrometria gama quanto por meio de cálculos neutrônicos, coincidem dentro da margem de erro inerente ao método experimental utilizado.

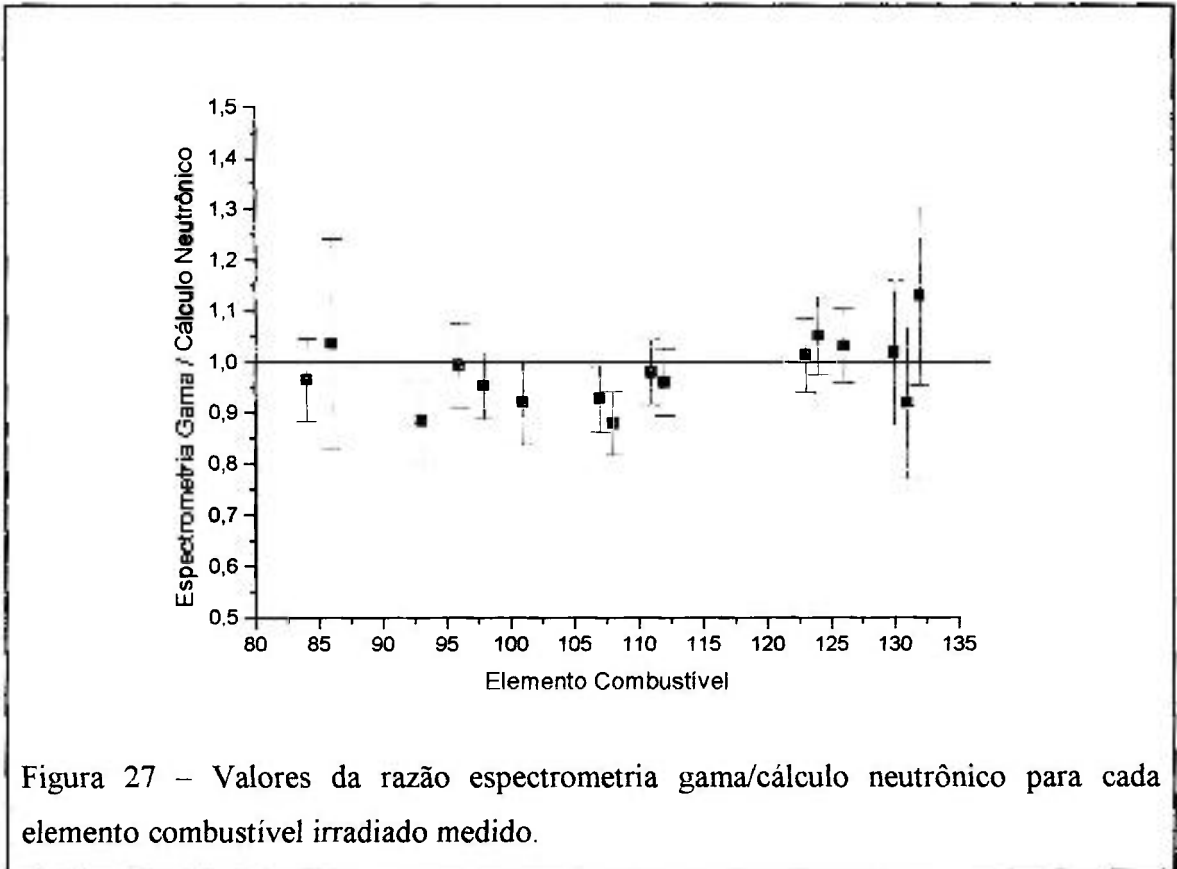


Figura 27 – Valores da razão espectrometria gama/cálculo neutrônico para cada elemento combustível irradiado medido.

3.3.6 – Estimativa do grau de queima máximo nos elementos combustíveis medidos

Outro parâmetro importante para análise de elementos combustíveis irradiados é o valor do grau de queima máximo, pois este parâmetro indica a homogeneidade na distribuição do grau de queima de cada conjunto de placas combustíveis, servindo portanto para a qualificação deste elemento combustível.

Durante a irradiação de elementos combustíveis o ^{235}U vai sendo consumido e o local com a queima máxima vai aos poucos se modificando. Assim, conforme a posição onde ocorreu a queima máxima, pode-se determinar se o elemento combustível tem

algum defeito interno, ou se a irradiação deste elemento não está ocorrendo conforme esperado.

O grau de queima máximo não pode ser obtido por meio de cálculos neutrônicos, de modo que, só após a execução deste trabalho foi possível estimar o valor deste parâmetro nos elementos combustíveis fabricados no IPEN / CNEN - SP e irradiados no reator IEA-R1

A tabela 13 mostra os valores obtidos estimados do grau de queima máximo em cada um dos 16 elementos combustíveis irradiados medidos.

Elemento Combustível	f_x	f_y	f_{xy}	Valor do grau de queima máximo estimado (%)
84	$1,3805 \pm 0,0595$	$1,0696 \pm 0,0479$	$1,4766 \pm 0,3603$	$66,80 \pm 4,68$
86	$1,3347 \pm 0,1291$	$1,0245 \pm 0,1109$	$1,3675 \pm 0,5295$	$68,61 \pm 6,34$
93	$1,4876 \pm 0,0644$	$1,0733 \pm 0,0496$	$1,5967 \pm 0,3781$	$56,38 \pm 4,28$
96	$1,3575 \pm 0,0643$	$1,0257 \pm 0,0474$	$1,3924 \pm 0,3609$	$56,04 \pm 4,39$
98	$1,3733 \pm 0,0384$	$1,0223 \pm 0,0291$	$1,4040 \pm 0,2814$	$64,55 \pm 4,16$
101	$1,3932 \pm 0,0667$	$1,0195 \pm 0,0514$	$1,4204 \pm 0,3737$	$51,01 \pm 4,24$
107	$1,4324 \pm 0,0425$	$1,0290 \pm 0,0304$	$1,4739 \pm 0,2954$	$65,99 \pm 4,23$
108	$1,4454 \pm 0,0417$	$1,0590 \pm 0,0305$	$1,5306 \pm 0,2972$	$62,11 \pm 4,06$
111	$1,3441 \pm 0,0363$	$1,0057 \pm 0,0267$	$1,3517 \pm 0,2691$	$62,76 \pm 4,07$
112	$1,4399 \pm 0,0418$	$1,0178 \pm 0,0276$	$1,4654 \pm 0,2870$	$65,17 \pm 4,15$
IEA - 123	$1,4986 \pm 0,0461$	$1,0011 \pm 0,0291$	$1,5002 \pm 0,2995$	$69,85 \pm 4,36$
IEA - 124	$1,4598 \pm 0,0489$	$1,0092 \pm 0,0300$	$1,4732 \pm 0,3053$	$70,64 \pm 4,45$
IEA - 126	$1,5146 \pm 0,0417$	$1,0182 \pm 0,0280$	$1,5422 \pm 0,2912$	$73,50 \pm 4,36$
IEA - 130	$1,2248 \pm 0,0953$	$1,1779 \pm 0,1114$	$1,4427 \pm 0,4987$	$53,05 \pm 5,07$
IEA - 131	$1,3103 \pm 0,1297$	$1,0179 \pm 0,0841$	$1,3337 \pm 0,4922$	$38,57 \pm 4,52$
IEA - 132	$1,1556 \pm 0,1097$	$1,0108 \pm 0,1007$	$1,1681 \pm 0,4766$	$36,07 \pm 4,50$

Tabela 13 - Valores da razão entre o grau de queima máximo e o grau de queima médio ao longo do comprimento e da largura ativos para cada elemento combustível irradiado medido e o valor do grau de queima máximo estimado.

Pode-se perceber por esta tabela que todos os elementos combustíveis analisados poderiam ser submetidos a um grau de queima maior, já que nenhum deles apresenta qualquer defeito estrutural nas placas externas, mesmo nas regiões em que apresentam em alguns casos até quase 55 % de queima acima da média. A figura 28 mostra os valores obtidos experimentalmente para o grau de queima médio e a estimativa do grau de queima máximo para cada elemento combustível analisado.

Os valores do grau de queima máximo podem ser estimados com maior precisão se aumentarmos a quantidade de pontos analisados, já que se utilizou somente sete pontos para o cálculo efetuado neste trabalho.

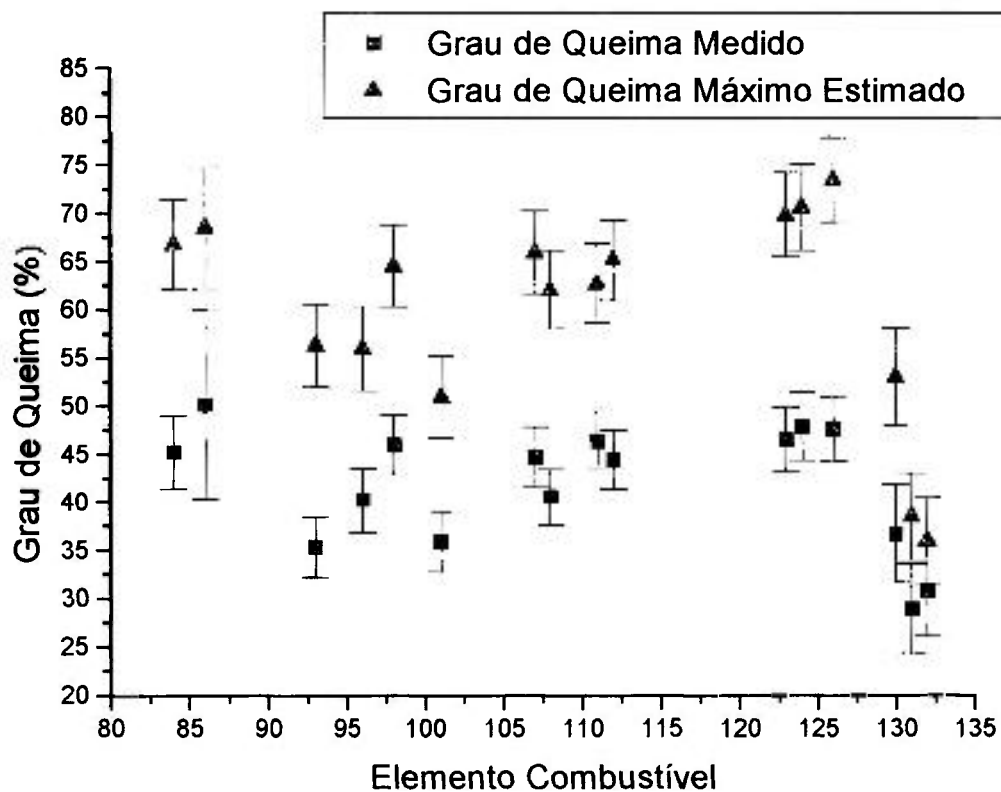


Figura 28 – Comparação direta entre os valores obtidos experimentalmente para o grau de queima dos elementos combustíveis irradiados e a estimativa obtida experimentalmente para o grau de queima máximo.

CAPÍTULO 4 – CONCLUSÃO

O grau de queima em elementos combustíveis tipo placa, irradiados no reator nuclear de pesquisa IEA-R1, foi determinado por medidas de espectrometria gama. O aparato experimental que possibilitou a realização das medidas foi instalado na área da piscina de estocagem do reator.

Nestas medidas, efetuadas em pontos selecionados ao longo do comprimento e da largura ativos de cada elemento combustível irradiado, os raios-gama emitidos no decaimento dos produtos de fissão radioativos foram colimados e detectados, gerando espectros armazenados e analisados com o uso de recursos computacionais.

O aparato experimental e a metodologia utilizada mostrou valores coerentes mesmo se utilizando três tipos diferentes de elementos combustíveis, em que o material do cerne e as espessuras das placas são diferentes.

Com a finalidade de obter resultados absolutos para o grau de queima, o conjunto detector formado pelo tubo colimador e o detector HPGe (principais componentes do aparato experimental) foi previamente calibrado em energia e eficiência.

Os produtos de fissão escolhidos como monitores de queima foram ^{137}Cs , para elementos combustíveis irradiados pela última vez há mais de dois anos, ou ^{144}Ce / ^{144}Pr , no caso dos elementos combustíveis terem sido retirados em definitivo do núcleo do reator há menos de dois anos. A incerteza experimental relativa média totalizou aproximadamente 7,5 % nas medidas monitoradas com ^{137}Cs e 16,3 % nas medidas monitoradas com ^{144}Ce / ^{144}Pr .

Uma comparação efetuada entre os resultados obtidos neste experimento para o grau de queima e seus correspondentes fornecidos por meio de cálculos neutrônicos mostrou boa concordância dentro da margem de erro inerente ao método experimental adotado.

O aparato experimental desenvolvido para espectrometria gama apresenta características funcionais bastante favoráveis, de modo que a instalação, operação e remoção do aparato podem ser feitas de maneira simples e segura.

Além da medida do grau de queima em elementos combustíveis irradiados, o aparato experimental projetado permite estimar o grau de queima máximo destes

elementos combustíveis, parâmetro este importante para a caracterização destes elementos combustíveis sob irradiação.

Mediante a utilização do aparato experimental e do método de análise desenvolvidos neste trabalho, abre-se a perspectiva da realização futura de novas pesquisas, com destaque para estudos pós-irradiação em mini-placas e varetas combustíveis.

Apêndice A

Estimativa do Número Total de Núcleos Fissionados

As equações diferenciais que descrevem o número total N de núcleos de ^{235}U , ^{238}U e ^{239}Pu presentes em um combustível nuclear em função do tempo de irradiação em um reator são respectivamente^[8]

$$\begin{aligned}\frac{dN(^{235}\text{U})}{dt} &= -\phi \cdot \sigma_a(^{235}\text{U})N(^{235}\text{U}) \\ \frac{dN(^{238}\text{U})}{dt} &= -\phi \cdot \sigma_a(^{238}\text{U})N(^{238}\text{U}) \\ \frac{dN(^{239}\text{Pu})}{dt} &= \phi \cdot \sigma_c(^{238}\text{U})N(^{238}\text{U}) - \phi \cdot \sigma_a(^{239}\text{Pu})N(^{239}\text{Pu})\end{aligned}\quad (38)$$

onde ϕ é o fluxo médio de nêutrons com determinada energia cinética média, σ_a é a seção de choque média de absorção para um dado núcleo e σ_c é a seção de choque média de captura radiativa para um dado núcleo.

Por exemplo, no caso específico do reator de pesquisa IEA-R1 operando à potência de 2 MW, o fluxo médio de nêutrons térmicos perfaz $\bar{\phi}_t = 1,54 \cdot 10^{13}$ nêutrons/cm².s, enquanto o fluxo médio de nêutrons rápidos totaliza $\bar{\phi}_r = 3,34 \cdot 10^{13}$ nêutrons/cm².s.

Com a finalidade de calcular os valores médios das seções de choque de absorção, fissão e captura radiativa para nêutrons térmicos incidindo nos núcleos ^{235}U , ^{238}U e ^{239}Pu , torna-se necessário levar em consideração o movimento relativo entre o nêutron e o núcleo-alvo, pois a energia cinética dos nêutrons, neste caso, é comparável com a energia que os núcleos possuem em razão da agitação térmica do meio material no qual estão inseridos (na situação em estudo, este meio é o combustível nuclear). Isto é feito por intermédio das seguintes expressões^[9]

$$\sigma_{at} = \frac{\sqrt{\pi}}{2} g_a(T) \left(\frac{T_o}{T} \right)^{1/2} \cdot \sigma_a(E_o) \quad (39)$$

$$\sigma_f = \frac{\sqrt{\pi}}{2} g_f(T) \left(\frac{T_a}{T} \right)^{1/2} \cdot \sigma_f(E_a)$$

nas quais σ_{at} e σ_{ft} são respectivamente as seções de choque médias de absorção e fissão para um determinado núcleo-alvo quando a temperatura absoluta do meio (combustível nuclear) é T , $\sigma_a(E_0)$ e $\sigma_f(E_0)$ são respectivamente as seções de choque de absorção e fissão para um determinado núcleo-alvo quando a temperatura absoluta do meio é $T_0 = 293,16$ K e, por fim, $g_a(T)$ e $g_f(T)$ são respectivamente fatores de correção^[9] para absorção e fissão.

Quando em operação à potência constante de 2 MW, a temperatura média no combustível nuclear do reator IEA-R1 atinge $T = 315,16$ K (ou seja, 42 °C). Nestas circunstâncias, as seções de choque de absorção, fissão e captura radiativa para nêutrons térmicos e rápidos nos núcleos ^{235}U , ^{238}U e ^{239}Pu assumem os valores mostrados na tabela 14.

Núcleo	$\sigma_a(E_0)$ [b]	$\sigma_f(E_0)$ [b]	$\sigma_c(E_0)$ [b]	σ_{at} [b]	σ_{ft} [b]	σ_{at} [b]	σ_{rt} [b]	σ_{rt} [b]	σ_{rt} [b]
^{235}U	683 ± 3	577 ± 5	101 ± 5	568 ± 3	479 ± 4	89 ± 5	1.53	1.40	0.13
^{238}U	2.75 ± 0.07	0.00	2.75 ± 0.07	2.36 ± 0.06	0,00	2.36 ± 0.06	0.55	0.50	0.05
^{239}Pu	1028 ± 8	742 ± 4	286 ± 4	964 ± 8	677 ± 4	287 ± 9	1.71	1.60	0.11

Tabela 14 - Valores médios das seções de choque de absorção (σ_a), fissão (σ_f) e captura radiativa (σ_c) para nêutrons com energia cinética $E_0 = 0,0252$ eV (correspondente a $T_0 = 293,16$ K), para nêutrons térmicos (t) e rápidos (r) incidindo nos núcleos ^{235}U , ^{238}U e ^{239}Pu ^[8, 9, 33].

As soluções obtidas para as equações diferenciais (38), na aproximação em que ϕ é constante e $N(^{238}\text{U})$ varia muito mais lentamente com o tempo de irradiação que $N(^{235}\text{U})$ e $N(^{239}\text{Pu})$, são dadas por^[8]:

$$\begin{aligned} N(^{235}\text{U}) &= N_0(^{235}\text{U}) e^{-\phi \cdot \sigma_a(^{235}\text{U}) \cdot t} \\ N(^{238}\text{U}) &= N_0(^{238}\text{U}) e^{-\phi \cdot \sigma_a(^{238}\text{U}) \cdot t} \\ N(^{239}\text{Pu}) &= N_0(^{238}\text{U}) \cdot \frac{\sigma_c(^{238}\text{U})}{\sigma_a(^{239}\text{Pu})} \cdot \left[1 - e^{-\phi \cdot \sigma_a(^{239}\text{Pu}) \cdot t} \right] \end{aligned} \quad (40)$$

onde $N_0(^{235}\text{U})$ é o número inicial de núcleos de ^{235}U presentes no combustível nuclear e $N_0(^{238}\text{U})$ é o número inicial de núcleos de ^{238}U presentes no mesmo combustível.

Portanto, o número total de núcleos de ^{235}U , ^{238}U e ^{239}Pu fissionados no combustível nuclear após decorrido um tempo total de irradiação t_0 é calculado respectivamente por meio das expressões gerais^[34]

$$\begin{aligned} N_f(^{235}\text{U}) &= \int_0^{t_0} N(^{235}\text{U}) \phi \cdot \sigma_f(^{235}\text{U}) dt \\ N_f(^{238}\text{U}) &= \int_0^{t_0} N(^{238}\text{U}) \phi \cdot \sigma_f(^{238}\text{U}) dt \quad (41) \\ N_f(^{239}\text{Pu}) &= \int_0^{t_0} N(^{239}\text{Pu}) \phi \cdot \sigma_f(^{239}\text{Pu}) dt \end{aligned}$$

Em um combustível nuclear contendo inicialmente N_0^{U} átomos de urânio e com grau de enriquecimento em ^{235}U igual a δ , o número total de núcleos de ^{235}U fissionados após decorrido um tempo de irradiação total t_0 será :

$$\begin{aligned} N_f(^{235}\text{U}) &= \int_0^{t_0} N_0(^{235}\text{U}) \cdot e^{-|\bar{\phi}_t \cdot \sigma_{at}(^{235}\text{U}) \cdot t|} \cdot \bar{\phi}_t \cdot \sigma_{ft}(^{235}\text{U}) \cdot dt + \\ &\int_0^{t_0} N_0(^{238}\text{U}) \cdot e^{-|\bar{\phi}_t \cdot \sigma_{ar}(^{238}\text{U}) \cdot t|} \cdot \bar{\phi}_t \cdot \sigma_{fr}(^{235}\text{U}) \cdot dt \Rightarrow \\ N_f(^{238}\text{U}) &= N_0(^{238}\text{U}) \cdot \bar{\phi}_t \cdot \sigma_{fr}(^{238}\text{U}) \cdot \int_0^{t_0} e^{-|\bar{\phi}_t \cdot \sigma_{ar}(^{238}\text{U}) \cdot t|} \cdot dt + \\ N_0(^{235}\text{U}) \cdot \bar{\phi}_t \cdot \sigma_{fr}(^{235}\text{U}) \cdot \int_0^{t_0} e^{-|\bar{\phi}_t \cdot \sigma_{ar}(^{235}\text{U}) \cdot t|} \cdot dt \Rightarrow \\ N_f(^{235}\text{U}) &= N_0^{\text{U}} \cdot \delta \cdot \bar{\phi}_t \cdot \sigma_{ft} \cdot \int_0^{t_0} e^{-|\bar{\phi}_t \cdot \sigma_{at} \cdot t|} \cdot dt + N_0^{\text{U}} \cdot \delta \cdot \bar{\phi}_t \cdot \sigma_{fr} \cdot \int_0^{t_0} e^{-|\bar{\phi}_t \cdot \sigma_{ar} \cdot t|} \cdot dt \Rightarrow \\ N_f(^{235}\text{U}) &= - \frac{N_0^{\text{U}} \cdot \delta \cdot \bar{\phi}_t \cdot \sigma_{ft}}{\bar{\phi}_t \cdot \sigma_{at}} \cdot e^{-|\bar{\phi}_t \cdot \sigma_{at} \cdot t|} \Big|_0^{t_0} - \frac{N_0^{\text{U}} \cdot \delta \cdot \bar{\phi}_t \cdot \sigma_{fr}}{\bar{\phi}_t \cdot \sigma_{ar}} \cdot e^{-|\bar{\phi}_t \cdot \sigma_{ar} \cdot t|} \Big|_0^{t_0} \Rightarrow \\ N_f(^{235}\text{U}) &= \frac{N_0^{\text{U}} \cdot \delta \cdot \sigma_{ft}}{\sigma_{at}} \left(1 - e^{-|\bar{\phi}_t \cdot \sigma_{at} \cdot t_0|} \right) + \frac{N_0^{\text{U}} \cdot \delta \cdot \sigma_{fr}}{\sigma_{ar}} \left(1 - e^{-|\bar{\phi}_t \cdot \sigma_{ar} \cdot t_0|} \right) \Rightarrow \\ N_f(^{235}\text{U}) &= N_0^{\text{U}} \cdot \delta \cdot \left[\frac{\sigma_{ft}}{\sigma_{at}} \left(1 - e^{-|\bar{\phi}_t \cdot \sigma_{at} \cdot t_0|} \right) + \frac{\sigma_{fr}}{\sigma_{ar}} \left(1 - e^{-|\bar{\phi}_t \cdot \sigma_{ar} \cdot t_0|} \right) \right] \end{aligned} \quad (42)$$

Analogamente, o número total de núcleos de ^{238}U fissionados no mesmo combustível após decorrido um tempo de irradiação total t_0 será :

$$\begin{aligned}
 N_f(^{238}\text{U}) &= \int_0^{t_0} N_0(^{238}\text{U}) \cdot e^{-[\phi_t \cdot \sigma_{at}(^{238}\text{U}) \cdot t]} \cdot \bar{\phi}_t \cdot \sigma_{ft}(^{238}\text{U}) \cdot dt + \\
 &\int_0^{t_0} N_0(^{238}\text{U}) \cdot e^{-[\bar{\phi}_r \cdot \sigma_{ar}(^{238}\text{U}) \cdot t]} \cdot \bar{\phi}_r \cdot \sigma_{fr}(^{238}\text{U}) \cdot dt \Rightarrow \\
 N_f(^{238}\text{U}) &= N_0^U \cdot (1 - \delta) \cdot \left[\frac{\sigma_{ft}(^{238}\text{U})}{\sigma_{at}(^{238}\text{U})} \left(1 - e^{-[\phi_t \cdot \sigma_{at}(^{238}\text{U}) \cdot t_0]} \right) + \frac{\sigma_{fr}(^{238}\text{U})}{\sigma_{ar}(^{238}\text{U})} \left(1 - e^{-[\bar{\phi}_r \cdot \sigma_{ar}(^{238}\text{U}) \cdot t_0]} \right) \right]
 \end{aligned} \tag{43}$$

enquanto que o número total de núcleos de ^{239}Pu fissionados no mesmo combustível após decorrido um tempo de irradiação total t_0 será :

$$\begin{aligned}
 N_f(^{239}\text{Pu}) &= \int_0^{t_0} N_0(^{238}\text{U}) \frac{\sigma_{\alpha}(^{238}\text{U})}{\sigma_{at}(^{239}\text{Pu})} \left\{ 1 - e^{-[\bar{\phi}_t \cdot \sigma_{at}(^{239}\text{Pu}) \cdot t]} \right\} \bar{\phi}_t \cdot \sigma_{ft}(^{239}\text{Pu}) \cdot dt + \\
 &\int_0^{t_0} N_0(^{238}\text{U}) \frac{\sigma_{\alpha}(^{238}\text{U})}{\sigma_{ar}(^{239}\text{Pu})} \left\{ 1 - e^{-[\bar{\phi}_r \cdot \sigma_{ar}(^{239}\text{Pu}) \cdot t]} \right\} \bar{\phi}_r \cdot \sigma_{fr}(^{239}\text{Pu}) \cdot dt \Rightarrow \\
 N_f(^{239}\text{Pu}) &= N_0(^{238}\text{U}) \cdot \sigma_{\alpha}(^{238}\text{U}) \frac{\sigma_{ft}(^{239}\text{Pu})}{\sigma_{at}(^{239}\text{Pu})} \bar{\phi}_t \cdot \int_0^{t_0} \left\{ 1 - e^{-[\bar{\phi}_t \cdot \sigma_{at}(^{239}\text{Pu}) \cdot t]} \right\} dt + \\
 &N_0(^{238}\text{U}) \cdot \sigma_{\alpha}(^{238}\text{U}) \frac{\sigma_{fr}(^{239}\text{Pu})}{\sigma_{ar}(^{239}\text{Pu})} \bar{\phi}_r \cdot \int_0^{t_0} \left\{ 1 - e^{-[\bar{\phi}_r \cdot \sigma_{ar}(^{239}\text{Pu}) \cdot t]} \right\} dt \Rightarrow \\
 N_f(^{239}\text{Pu}) &= N_0^U \cdot (1 - \delta) \cdot \sigma_{\alpha}(^{238}\text{U}) \cdot \bar{\phi}_t \frac{\sigma_{ft}(^{239}\text{Pu})}{\sigma_{at}(^{239}\text{Pu})} \int_0^{t_0} \left\{ 1 - e^{-[\bar{\phi}_t \cdot \sigma_{at}(^{239}\text{Pu}) \cdot t]} \right\} dt + \\
 &N_0^U \cdot (1 - \delta) \cdot \sigma_{\alpha}(^{238}\text{U}) \cdot \bar{\phi}_r \frac{\sigma_{fr}(^{239}\text{Pu})}{\sigma_{ar}(^{239}\text{Pu})} \int_0^{t_0} \left\{ 1 - e^{-[\bar{\phi}_r \cdot \sigma_{ar}(^{239}\text{Pu}) \cdot t]} \right\} dt \Rightarrow \\
 N_f(^{239}\text{Pu}) &= N_0^U \cdot (1 - \delta) \cdot \sigma_{\alpha}(^{238}\text{U}) \cdot \left\{ \bar{\phi}_t \frac{\sigma_{ft}(^{239}\text{Pu})}{\sigma_{at}(^{239}\text{Pu})} t_0 + \frac{\sigma_{ft}(^{239}\text{Pu})}{\sigma_{at}^2(^{239}\text{Pu})} \left[e^{-[\bar{\phi}_t \cdot \sigma_{at}(^{239}\text{Pu}) \cdot t_0]} - 1 \right] \right\} + \\
 &N_0^U \cdot (1 - \delta) \cdot \sigma_{\alpha}(^{238}\text{U}) \cdot \left\{ \bar{\phi}_r \frac{\sigma_{fr}(^{239}\text{Pu})}{\sigma_{ar}(^{239}\text{Pu})} t_0 + \frac{\sigma_{fr}(^{239}\text{Pu})}{\sigma_{ar}^2(^{239}\text{Pu})} \left[e^{-[\bar{\phi}_r \cdot \sigma_{ar}(^{239}\text{Pu}) \cdot t_0]} - 1 \right] \right\}
 \end{aligned} \tag{44}$$

As expressões (42), (43) e (44) podem ser utilizadas para fazer uma estimativa respectivamente do número total de núcleos de ^{235}U , ^{238}U e ^{239}Pu fissionados em um combustível nuclear irradiado no reator de pesquisa IEA-R1.

Supondo grau de enriquecimento do combustível nuclear em 19,75 %, operação de 40 horas semanais do reator durante 15 anos, fluxo médio de nêutrons térmicos $\bar{\phi}_t = 1,54 \cdot 10^{13}$ nêutrons/cm².s, fluxo médio de nêutrons rápidos $\bar{\phi}_r = 3,34 \cdot 10^{13}$ nêutrons/cm².s e valores médios das seções de choque mostrados na tabela 14, são obtidos os resultados $N_f(^{235}\text{U}) \cong 70 N_f(^{238}\text{U})$ e $N_f(^{235}\text{U}) \cong 89 N_f(^{239}\text{Pu})$.

Nestas circunstâncias, a massa total de ²³⁵U fissionada em um combustível nuclear irradiado, mesmo do tipo LEU, pode ser calculada diretamente a partir da atividade gama absoluta medida para um monitor de queima escolhido, sem a necessidade de considerar também a massa total de ²³⁸U e ²³⁹Pu consumida, uma vez que a incerteza decorrente desta aproximação é inferior ao erro experimental relativo total mínimo de $\pm 3,1$ % estimado^[10] para o método de espectrometria gama.

Apêndice B

Elementos Combustíveis Irrradiados no Reator IEA-R1

Os elementos combustíveis utilizados no reator IEA-R1 podem ser classificados em quatro grandes grupos^[7]:

- a) os de placas curvas com baixo grau de enriquecimento em ^{235}U (19,75 %), fabricados nos EUA;
- b) os de placas planas com alto grau de enriquecimento em ^{235}U (93,15 %), fabricados nos EUA;
- c) os de placas planas com baixo grau de enriquecimento em ^{235}U (19,75 %), fabricados na Alemanha; e
- d) os de placas planas com baixo grau de enriquecimento em ^{235}U (19,75 %), fabricados no Brasil.

As características dos elementos combustíveis selecionados para medida, no que se refere à quantidade de combustível nuclear neles contida, são mostradas na tabela 15.

Identificação	Massa Inicial de ^{235}U [g]	Massa Inicial de U [g]	Queima Calculada pela Neutrônica (%)
84	184,34	197,90	46,92
86	183,29	196,77	48,40
93	186,55	200,27	39,93
96	184,31	197,86	40,51
98	184,74	198,33	48,28
101	183,00	196,46	39,08
107	183,94	197,47	48,30
108	183,95	197,48	46,15
111	187,28	201,05	47,37
112	187,31	201,08	46,31
IEA - 123	179,96	910,45	45,93
IEA - 124	180,04	910,75	45,61
IEA - 126	180,09	910,89	46,17
IEA - 130	177,63	891,89	36,10
IEA - 131	177,10	889,44	31,46
IEA - 132	177,13	889,68	27,34

Tabela 15 - Elementos combustíveis selecionados para medida e respectivas massas de ^{235}U , U e grau de queima obtido por meio de cálculos neutrônicos.

Os primeiros elementos combustíveis (placas curvas) não foram selecionados para medida neste trabalho, pois além de apresentarem diversos pites de corrosão, possuem forma geométrica diferente daquela exibida pelos elementos combustíveis utilizados atualmente no reator IEA-R1. Os principais parâmetros de projeto de cada elemento combustível selecionado para medida estão mostrados na tabela 16.

Elementos Combustíveis Padrão			
Identificação	80 até 112	IEA-123 até IEA-127	IEA-130 em diante
Fabricante	UNC (EUA)	NUKEM (Alemanha)	IPEN (Brasil)
Material do cerne	Liga U-Al	Liga U-Al _x em Al	Dispersão U ₃ O ₈ em Al
Enriquecimento em ²³⁵ U (%)	93,15	19,75	19,75
Número total de placas	18	18	18
Largura ativa [w] (cm)	6,350	6,035	6,035
Comprimento ativo [l] (cm)	59,7	59,0	59,0
Espessura do cerne [s] (cm)	0,0510	0,0760	0,0760
Espessura do revestimento [a] (cm)	0,0505	0,0380	0,0380
Distância entre placas [b] (cm)	0,289	0,289	0,289

Tabela 16 - Principais parâmetros de projeto dos elementos combustíveis tipo placa irradiados no reator IEA-R1.

Apêndice C

Fontes Radioativas Utilizadas na Calibração em Energia

As fontes puntiformes utilizadas na calibração em energia estão relacionadas na tabela 17.

Fontes de Calibração	$T_{1/2}$	E_{γ} (keV)	I_{γ} (%)
^{133}Ba	10.54 anos	53.200 ± 0.050	2.20
		79.600 ± 0.050	2.43
		81.000 ± 0.050	32.80
		160.600 ± 0.050	0.72
		223.100 ± 0.050	0.47
		276.400 ± 0.050	7.29
		302.900 ± 0.050	18.60
		356.000 ± 0.050	62.30
		383.900 ± 0.050	8.84
^{141}Am	432.2 anos	59.536 ± 0.001	35.90
^{109}Cd	461.9 dias	88.034 ± 0.010	3.61
^{152}Eu	13.33 anos	121.800 ± 0.050	28.40
		244.700 ± 0.050	7.51
		295.900 ± 0.050	0.44
		344.300 ± 0.050	26.60
		367.800 ± 0.050	0.86
		411.100 ± 0.050	2.23
		444.000 ± 0.050	3.12
		488.700 ± 0.050	0.41
		688.700 ± 0.050	0.85
		778.900 ± 0.050	13.00
		867.400 ± 0.050	4.21
		964.100 ± 0.050	14.60
		1005.300 ± 0.050	0.65
		1085.900 ± 0.050	9.92
		1089.700 ± 0.050	1.71
		1112.100 ± 0.050	13.60
		1212.900 ± 0.050	1.40
		1408.000 ± 0.050	20.80
1457.600 ± 0.050	0.49		
1528.100 ± 0.050	0.26		
^{57}Co	271.8 dias	122.046 ± 0.020	85.60
		136.465 ± 0.020	10.60
^{203}Hg	46.58 dias	279.179 ± 0.010	81.50
^{22}Na	2.60 anos	1274.550 ± 0.040	99.90
^{207}Bi	33.40 anos	569.690 ± 0.030	97.80
		1063.655 ± 0.040	74.90
^{137}Cs	30.14 anos	1770.200 ± 0.050	6.85
		661.615 ± 0.030	85.10
^{54}Mn	312.5 dias	834.840 ± 0.050	100.00
^{88}Y	106.6 dias	898.023 ± 0.065	94.00
		1836.127 ± 0.050	99.40
		2734.000 ± 0.050	0.60
^{60}Co	5.27 anos	1173.231 ± 0.030	99.90
		1332.508 ± 0.015	100.00
^{22}Na	15.02 horas	1368.500 ± 0.050	100.00
		2754.142 ± 0.060	99.90

Tabela 17 - Características das fontes emissoras de raios-gama utilizadas na calibração em energia do detector HPGe.

Apêndice D

Planilha do Microsoft EXCEL

Nas próximas páginas é apresentada a planilha utilizada no cálculo do grau de queima do elemento combustível 111, para o qual foi empregado ^{137}Cs como monitor de queima.

As células na planilha são divididas em três cores:

- a) **Amarelas**: valores que devem ser introduzidos pelo usuário. Estes parâmetros são característicos de cada elemento combustível a ser medido.
- b) **Verdes**: valores que devem ser introduzidos pelo usuário. Estes parâmetros são característicos de cada grupo de elementos combustíveis.
- c) **Branco**: cálculos intermediários que a própria planilha executa.

Planilha **Entr** para o elemento combustível 111.

		X									
		Area	Erro	Area/Tempo	Erro A/T	Som. Xi/Sig2	Som. 1/Sig2	N. de placas (n)		18	
	1	1812	70	2,68666667	0,11666667	197,387755	73,4693878	Largura Ativa (w) (cm)			
	2	2480	67	4,13333333	0,11166667	331,476944	80,1960348	Compr. Ativo (l) (cm)		59,7	
Q	3	2616	60	4,36	0,1	436	100				
	4	2242	67	3,73666667	0,11166667	299,66585	80,1960348	T1/2 do monitor (seg)		950495040	
	5	1128	52	1,88	0,08666667	250,295858	133,136095	ly do monitor		0,651	
			Px	3,24375663	0,0462746	1514,82641	466,997552	Constante de Decaimento		7,2925E-10	
		Y									
		Area	Erro					εγ		0,1249	0,005
	6	2844	61	4,40666667	0,10166667	426,337006	96,748186				Erro
Q	3	2616	60	4,36	0,1	436	100	C. Aten. Lin. do cerne (μs)		0,4808	0,0011
	7	2852	61	4,42	0,10166667	427,626982	96,748186	C. Aten. Lin. do Alum. (μAl)		0,2900	0,0007
			Py	4,39516162	0,0583712	1289,96399	293,496372	C. Aten. Lin. da água (μag)		0,0864	
								C. Aten. Lin. do ar (μar)		0,0001	
								Esp. do cerne (s)		0,0510	
								Esp. Revestimento (a)		0,0505	Erro
								Dist. do Colim. ao EC (C1)		0,6000	0,65
								Dist. entre placas (b)		0,2800	
								%			
								% Enriquecimento		93,15	Erro
								Tempo de Repouso (Tc)		73958400	1500
								Massa Orig. de U-235 (mo)		187,28	Erro
								Rendimento do Monitor (γ)		0,051777	0,00030
								Número de átomos iniciais		4,7987E+23	

Planilha **Som** para o elemento combustível 111.

Valores Fixos	r' (cm)	0,2275					
	L (cm)	327,4					
			Erro				
Calculados	K	0,93259776	8,417E-05				
	k1	0,9878392	2,7596E-05				
	k2	0,92120245	0,02763624				
	k3	0,93977052	Erro				
	Q barra	3,27891825	0,12469377				
		dj	aj	Erro aj	Potência K	Multipl.	Erro Multipl.
	1	8,273	2,4602E-09	2,1574E-10	3,0535E-01	7,5123E-10	6,5887E-11
	2	7,832	2,5220E-09	6,8752E-11	3,2742E-01	8,2575E-10	2,2542E-11
	3	7,391	2,6191E-09	8,2962E-11	3,5109E-01	9,1954E-10	2,9153E-11
	4	6,95	2,5615E-09	1,1595E-10	3,7646E-01	9,6432E-10	4,3667E-11
	5	6,509	2,5814E-09	8,7492E-11	4,0367E-01	1,0340E-09	3,5339E-11
	6	6,068	2,7514E-09	1,0057E-10	4,3284E-01	1,1909E-09	4,3549E-11
	7	5,627	2,8198E-09	1,2028E-10	4,6413E-01	1,3087E-09	5,584E-11
	8	5,186	2,8020E-09	1,3396E-10	4,9767E-01	1,3945E-09	6,6682E-11
	9	4,745	3,0140E-09	1,8897E-10	5,3364E-01	1,6084E-09	1,0085E-10
	10	4,304	2,9034E-09	1,1531E-10	5,7221E-01	1,6613E-09	6,599E-11
	11	3,863	2,9253E-09	2,6081E-10	6,1356E-01	1,7949E-09	1,6003E-10
	12	3,422	3,0246E-09	1,4988E-10	6,5791E-01	1,9899E-09	9,8613E-11
	13	2,981	3,1041E-09	2,2745E-10	7,0546E-01	2,1898E-09	1,6046E-10
	14	2,54	2,9228E-09	3,0615E-10	7,5645E-01	2,2109E-09	2,3158E-10
	15	2,099	2,7788E-09	1,2377E-10	8,1112E-01	2,2523E-09	1,0039E-10
	16	1,658	2,9579E-09	2,1600E-10	8,6974E-01	2,5726E-09	1,8786E-10
	17	1,217	2,8318E-09	2,0892E-10	9,3260E-01	2,6410E-09	1,9484E-10
	18	0,776	3,0703E-09	1,7679E-10	1,0000E+00	3,0703E-09	1,7679E-10
					Somatória	3,038E-08	5,12E-10

					Pk	Sf1	Sf2	Fator	1,21095232
Data Medida	07/01/98				Soma	321,349986	519837,894	0,00031305	
Data Final	04/09/95								
		Erro (horas)							
Tc (dias)	856	10:00							
Data início	Data final	Potência	núm.dias	Segundos	núm.dias τ	Seg. τ	Pot. Rel.	Soma - Sf1	Soma - Sf2
13/04/79	19/04/79	1,7625	6	518400	5982	516844800	0,00548467	2843,25514	1,4221E-06
13/05/79	19/05/79	1,6025	6	518400	5952	514252800	0,00498677	2585,14404	1,2954E-06
13/06/79	19/06/79	1,67027778	6	518400	5921	511574400	0,00519769	2694,48277	1,3528E-06
13/07/79	19/07/79	2,06013889	6	518400	5891	508982400	0,00641089	3323,40453	1,6718E-06
13/08/79	19/08/79	2,17875	6	518400	5860	506304000	0,00677999	3514,74731	1,7715E-06
13/09/79	19/09/79	1,68944444	6	518400	5829	503625600	0,00525733	2725,40233	1,3763E-06
13/10/79	19/10/79	1,25305556	6	518400	5799	501033600	0,00389935	2021,42221	1,0227E-06
13/11/79	19/11/79	1,95541667	6	518400	5768	498355200	0,00608501	3154,46723	1,5991E-06
13/12/79	19/12/79	1,78777778	6	518400	5738	495763200	0,00556334	2884,03311	1,4648E-06
13/01/80	19/01/80	1,95861111	6	518400	5707	493084800	0,00609495	3159,62049	1,6079E-06
13/02/80	19/02/80	1,8	6	518400	5676	490406400	0,00560137	2903,74993	1,4806E-06
13/03/80	19/03/80	1,89847222	6	518400	5647	487900800	0,0059078	3062,60477	1,5645E-06
13/04/80	19/04/80	1,70361111	6	518400	5616	485222400	0,00530142	2748,25591	1,4066E-06
13/05/80	19/05/80	1,99347222	6	518400	5586	482630400	0,00620343	3215,85824	1,6491E-06
13/06/80	19/06/80	1,89166667	6	518400	5555	479952000	0,00588662	3051,62608	1,5679E-06
13/07/80	19/07/80	2,15222222	6	518400	5525	477360000	0,00669744	3471,95285	1,7872E-06
13/08/80	19/08/80	2,07805556	6	518400	5494	474681600	0,00646664	3352,3076	1,729E-06
13/09/80	19/09/80	1,46527778	6	518400	5463	472003200	0,00455976	2363,77791	1,2216E-06
13/10/80	19/10/80	2,09805556	6	518400	5433	469411200	0,00652888	3384,57149	1,7524E-06
13/11/80	19/11/80	1,98402778	6	518400	5402	466732800	0,00617404	3200,62251	1,6604E-06
13/12/80	19/12/80	1,92583333	6	518400	5372	464140800	0,00599295	3106,74356	1,6147E-06
13/01/81	19/01/81	1,96930556	6	518400	5341	461462400	0,00612823	3176,87271	1,6544E-06
13/02/81	19/02/81	1,92972222	6	518400	5310	458784000	0,00600505	3113,01709	1,6243E-06
13/03/81	19/03/81	1,77375	6	518400	5282	456364800	0,00551968	2861,40358	1,4957E-06
13/04/81	19/04/81	1,86708333	6	518400	5251	453686400	0,00581012	3011,96839	1,5775E-06
13/05/81	19/05/81	1,90041667	6	518400	5221	451094400	0,00591385	3065,74154	1,6087E-06
13/06/81	19/06/81	1,93375	6	518400	5190	448416000	0,00601758	3119,51468	1,6401E-06
13/07/81	19/07/81	2,04416667	6	518400	5160	445824000	0,00636118	3297,63823	1,737E-06

13/08/81	19/08/81	1,84125	6	518400	5129	443145600	0,00572973	2970,2942	1,5676E-06
13/09/81	19/09/81	1,92875	6	518400	5098	440467200	0,00600202	3111,44871	1,6453E-06
13/10/81	19/10/81	2,02305556	6	518400	5068	437875200	0,00629549	3263,58191	1,7291E-06
13/11/81	19/11/81	1,92916667	6	518400	5037	435196800	0,00600332	3112,12088	1,652E-06
13/12/81	19/12/81	1,81444444	6	518400	5007	432604800	0,00564632	2927,05163	1,5567E-06
13/01/82	19/01/82	1,69388889	6	518400	4976	429926400	0,00527117	2732,57208	1,4561E-06
13/02/82	19/02/82	1,52069444	6	518400	4945	427248000	0,00473221	2453,17577	1,3098E-06
13/03/82	19/03/82	2,00694444	6	518400	4917	424828800	0,00624535	3237,59155	1,7317E-06
13/04/82	19/04/82	1,79583333	6	518400	4886	422150400	0,0055884	2897,02829	1,5526E-06
13/05/82	19/05/82	2,12361111	6	518400	4856	419558400	0,00660841	3425,79757	1,8394E-06
13/06/82	19/06/82	2,04291667	6	518400	4825	416880000	0,0063573	3295,62174	1,773E-06
13/07/82	19/07/82	2,07694444	6	518400	4795	414288000	0,00646319	3350,51516	1,8059E-06
13/08/82	19/08/82	2,06375	6	518400	4764	411609600	0,00642213	3329,22996	1,7979E-06
13/09/82	19/09/82	2,03944444	6	518400	4733	408931200	0,00634649	3290,02037	1,7802E-06
13/10/82	19/10/82	1,81777778	6	518400	4703	406339200	0,00565669	2932,42894	1,5898E-06
13/11/82	19/11/82	1,97069444	6	518400	4672	403660800	0,00613255	3179,11325	1,7269E-06
13/12/82	19/12/82	1,75833333	6	518400	4642	401068800	0,00547171	2836,5335	1,5437E-06
13/01/83	19/01/83	1,71875	6	518400	4611	398390400	0,00534853	2772,67789	1,5119E-06
13/02/83	19/02/83	1,72694444	6	518400	4580	395712000	0,00537403	2785,89712	1,5221E-06
13/03/83	19/03/83	2,11555556	6	518400	4552	393292800	0,00658334	3412,80239	1,8679E-06
13/04/83	19/04/83	1,67597222	6	518400	4521	390614400	0,00521541	2703,66901	1,4826E-06
13/05/83	19/05/83	2,08305556	6	518400	4491	388022400	0,0064822	3360,37357	1,8463E-06
13/06/83	19/06/83	1,86944444	6	518400	4460	385344000	0,00581747	3015,77732	1,6602E-06
13/07/83	19/07/83	2,25361111	6	518400	4430	382752000	0,00701295	3635,51284	2,0051E-06
13/08/83	19/08/83	2,08194444	6	518400	4399	380073600	0,00647874	3358,58113	1,856E-06
13/09/83	19/09/83	2,07666667	6	518400	4368	377395200	0,00646232	3350,06705	1,8549E-06
13/10/83	19/10/83	1,79736111	6	518400	4338	374803200	0,00559316	2899,49289	1,6085E-06
13/11/83	19/11/83	1,55305556	6	518400	4307	372124800	0,00483291	2505,38053	1,3926E-06
13/12/83	19/12/83	2,1625	6	518400	4277	369532800	0,00672942	3488,5329	1,9427E-06
13/01/84	19/01/84	0,90430556	6	518400	4246	366854400	0,00281408	1458,82066	8,1397E-07
13/02/84	19/02/84	2,01430556	6	518400	4215	364176000	0,00626826	3249,46645	1,8166E-06
13/03/84	19/03/84	1,635	6	518400	4186	361670400	0,00508791	2637,57285	1,4772E-06
13/04/84	19/04/84	1,42777778	6	518400	4155	358992000	0,00444306	2303,28312	1,2925E-06
13/05/84	19/05/84	1,62805556	6	518400	4125	356400000	0,0050663	2626,37012	1,4766E-06
13/06/84	19/06/84	1,69527778	6	518400	4094	353721600	0,00527549	2734,81263	1,5406E-06
13/07/84	19/07/84	1,49069444	6	518400	4064	351129600	0,00463885	2404,77994	1,3573E-06

13/08/84	19/08/84	2,05166667	6	518400	4033	348451200	0,00638452	3309,73719	1,8717E-06
13/09/84	19/09/84	1,26791667	6	518400	4002	345772800	0,00394559	2045,39607	1,1589E-06
13/10/84	19/10/84	1,90930556	6	518400	3972	343180800	0,00594151	3080,08104	1,7485E-06
13/11/84	19/11/84	1,34541667	6	518400	3941	340502400	0,00418676	2170,41864	1,2345E-06
13/12/84	19/12/84	1,02486111	6	518400	3911	337910400	0,00318924	1653,30021	9,4216E-07
13/01/85	19/01/85	0,87395833	6	518400	3880	335232000	0,00271965	1409,86469	8,0501E-07
13/02/85	19/02/85	1,51027778	6	518400	3849	332553600	0,00469979	2436,37166	1,3938E-06
13/03/85	19/03/85	1,98847222	6	518400	3821	330134400	0,00618787	3207,79227	1,8384E-06
13/04/85	19/04/85	2,36486111	6	518400	3790	327456000	0,00735914	3814,98072	2,1907E-06
13/05/85	19/05/85	2,10694444	6	518400	3760	324864000	0,00655654	3398,91099	1,9554E-06
13/06/85	19/06/85	1,67569444	6	518400	3729	322185600	0,00521455	2703,2209	1,5582E-06
13/07/85	19/07/85	1,47354167	6	518400	3699	319593600	0,00458547	2377,10917	1,3729E-06
13/08/85	19/08/85	2,11979167	6	518400	3668	316915200	0,00659652	3419,63606	1,9788E-06
13/09/85	19/09/85	1,24993056	6	518400	3637	314236800	0,00388962	2016,38098	1,1691E-06
13/10/85	19/10/85	1,54430556	6	518400	3607	311644800	0,00480568	2491,26508	1,4471E-06
13/11/85	19/11/85	1,19305556	6	518400	3576	308966400	0,00371264	1924,63055	1,1202E-06
13/12/85	19/12/85	0,95902778	6	518400	3546	306374400	0,00298437	1547,09825	9,0215E-07
13/01/86	19/01/86	1,32513889	6	518400	3515	303696000	0,00412366	2137,70664	1,249E-06
13/02/86	19/02/86	1,63069444	6	518400	3484	301017600	0,00507451	2630,62716	1,54E-06
13/03/86	19/03/86	1,72791667	6	518400	3456	298598400	0,00537706	2787,4655	1,6347E-06
13/04/86	19/04/86	1,78430556	6	518400	3425	295920000	0,00555253	2878,43174	1,6913E-06
13/05/86	19/05/86	1,54743056	6	518400	3395	293328000	0,00481541	2496,30632	1,4696E-06
13/06/86	19/06/86	1,5525	6	518400	3364	290649600	0,00483118	2504,48432	1,4773E-06
13/07/86	19/07/86	1,64111111	6	518400	3334	288057600	0,00510693	2647,43126	1,5645E-06
13/08/86	19/08/86	1,64111111	6	518400	3303	285379200	0,00510693	2647,43126	1,5676E-06
13/09/86	19/09/86	1,92875	6	518400	3272	282700800	0,00600202	3111,44871	1,846E-06
13/10/86	19/10/86	1,65402778	6	518400	3242	280108800	0,00514712	2668,26836	1,586E-06
13/11/86	19/11/86	1,81902778	6	518400	3211	277430400	0,00566058	2934,44544	1,7477E-06
13/12/87	19/12/87	0,78138889	6	518400	2816	243302400	0,00243158	1260,53218	7,6965E-07
13/01/87	19/01/87	1,57819444	6	518400	3150	272160000	0,00491114	2545,93445	1,5221E-06
13/02/87	19/02/87	1,18902778	6	518400	3119	269481600	0,0037001	1918,13296	1,149E-06
13/03/87	19/03/87	1,67263889	6	518400	3091	267062400	0,00520504	2698,2917	1,6192E-06
13/04/87	19/04/87	1,21166667	6	518400	3060	264384000	0,00377055	1954,65389	1,1753E-06
13/05/87	19/05/87	1,43888889	6	518400	3030	261792000	0,00447764	2321,20751	1,3983E-06
13/06/87	19/06/87	1,92569444	6	518400	2999	259113600	0,00599251	3106,51951	1,875E-06
13/07/87	19/07/87	1,88777778	6	518400	2969	256521600	0,00587452	3045,35255	1,8416E-06

13/08/87	19/08/87	1,615	6	518400	2938	253843200	0,00502567	2605,30897	1,5786E-06
13/09/87	19/09/87	1,98722222	6	518400	2907	251164800	0,00618398	3205,77577	1,9462E-06
13/10/87	19/10/87	1,95680556	6	518400	2877	248572800	0,00608933	3156,70778	1,92E-06
13/11/87	19/11/87	1,91361111	6	518400	2846	245894400	0,00595491	3087,02674	1,8813E-06
13/12/87	19/12/87	1,24	6	518400	2816	243302400	0,00385872	2000,36106	1,2214E-06
13/01/88	19/01/88	0	6	518400	2785	240624000	0	0	0
13/02/88	19/02/88	0	6	518400	2754	237945600	0	0	0
13/03/88	19/03/88	0,99972222	6	518400	2725	235440000	0,00311101	1612,7463	9,9036E-07
13/04/88	19/04/88	1,45277778	6	518400	2694	232761600	0,00452086	2343,61298	1,442E-06
13/05/88	19/05/88	1,43208333	6	518400	2664	230169600	0,00445646	2310,22882	1,4241E-06
13/06/88	19/06/88	1,65083333	6	518400	2633	227491200	0,00513718	2663,1151	1,6449E-06
13/07/88	19/07/88	1,68083333	6	518400	2603	224899200	0,00523054	2711,51093	1,6779E-06
13/08/88	19/08/88	1,66069444	6	518400	2572	222220800	0,00516787	2679,02299	1,6611E-06
13/09/88	19/09/88	1,63430556	6	518400	2541	219542400	0,00508575	2636,45258	1,6379E-06
13/10/88	19/10/88	1,64513889	6	518400	2511	216950400	0,00511946	2653,92885	1,6519E-06
13/11/88	19/11/88	1,67097222	6	518400	2480	214272000	0,00519985	2695,60304	1,6811E-06
13/12/88	19/12/88	1,38944444	6	518400	2450	211680000	0,00432377	2241,44401	1,4005E-06
13/01/89	19/01/89	1,68527778	6	518400	2419	209001600	0,00524437	2718,68068	1,702E-06
13/02/89	19/02/89	1,34673611	6	518400	2388	206323200	0,00419087	2172,54716	1,3628E-06
13/03/89	19/03/89	1,84458333	6	518400	2360	203904000	0,00574011	2975,67151	1,8698E-06
13/04/89	19/04/89	1,63569444	6	518400	2329	201225600	0,00509007	2638,69313	1,6613E-06
13/05/89	19/05/89	1,60777778	6	518400	2299	198633600	0,0050032	2593,65812	1,6361E-06
13/06/89	19/06/89	1,88055556	6	518400	2268	195955200	0,00585205	3033,7017	1,9174E-06
13/07/89	19/07/89	1,725	6	518400	2238	193363200	0,00536798	2782,76035	1,7621E-06
13/08/89	19/08/89	1,86833333	6	518400	2207	190684800	0,00581401	3013,98488	1,9122E-06
13/09/89	19/09/89	1,43243056	6	518400	2176	188006400	0,00445754	2310,78896	1,469E-06
13/10/89	19/10/89	1,38805556	6	518400	2146	185414400	0,00431945	2239,20346	1,4261E-06
13/11/89	19/11/89	1,69875	6	518400	2115	182736000	0,00528629	2740,414	1,7488E-06
13/12/89	19/12/89	0,83680556	6	518400	2085	180144000	0,00260403	1349,93004	8,6308E-07
13/01/90	19/01/90	1,1675	6	518400	2054	177465600	0,00363311	1883,40447	1,2065E-06
13/02/90	19/02/90	1,24347222	6	518400	2023	174787200	0,00386953	2005,96243	1,2875E-06
13/03/90	19/03/90	1,50555556	6	518400	1995	172368000	0,0046851	2428,7538	1,5617E-06
13/04/90	19/04/90	1,24416667	6	518400	1964	169689600	0,00387169	2007,08271	1,2931E-06
13/05/90	19/05/90	2,03194444	6	518400	1934	167097600	0,00632315	3277,92141	2,1158E-06
13/06/90	19/06/90	1,26972222	6	518400	1903	164419200	0,00395121	2048,30879	1,3247E-06
13/07/90	19/07/90	1,89166667	6	518400	1873	161827200	0,00588662	3051,62608	1,9773E-06

13/08/90	19/08/90	1,97430556	6	518400	1842	159148800	0,00614379	3184,93868	2,0677E-06
13/09/90	19/09/90	1,42638889	6	518400	1811	156470400	0,00443874	2301,04258	1,4968E-06
13/10/90	19/10/90	1,41833333	6	518400	1781	153878400	0,00441367	2288,0474	1,4912E-06
13/11/90	19/11/90	1,82972222	6	518400	1750	151200000	0,00569386	2951,69765	1,9274E-06
13/12/90	19/12/90	1,42708333	6	518400	1720	148608000	0,0044409	2302,16285	1,5061E-06
13/01/91	19/01/91	1,27875	6	518400	1689	145929600	0,00397931	2062,87235	1,3522E-06
13/02/91	19/02/91	1,62027778	6	518400	1658	143251200	0,0050421	2613,82305	1,7167E-06
13/03/91	19/03/91	1,61111111	6	518400	1630	140832000	0,00501357	2599,03543	1,71E-06
13/04/91	19/04/91	1,98444444	6	518400	1599	138153600	0,00617534	3201,29468	2,1104E-06
13/05/91	19/05/91	1,65777778	6	518400	1569	135561600	0,00515879	2674,31784	1,7663E-06
13/06/91	19/06/91	0,92986111	6	518400	1538	132883200	0,00289361	1500,04674	9,9269E-07
13/07/91	19/07/91	2,11694444	6	518400	1508	130291200	0,00658766	3415,04294	2,2643E-06
13/08/91	19/08/91	1,50034722	6	518400	1477	127612800	0,00466889	2420,35175	1,6079E-06
13/09/91	19/09/91	1,573125	6	518400	1446	124934400	0,00489536	2537,75645	1,6892E-06
13/10/91	19/10/91	1,03916667	6	518400	1416	122342400	0,00323375	1676,37785	1,1179E-06
13/11/91	19/11/91	1,38138889	6	518400	1385	119664000	0,00429871	2228,44883	1,489E-06
13/12/91	19/12/91	1,13361111	6	518400	1355	117072000	0,00352765	1828,7351	1,2242E-06
13/01/92	19/01/92	1,53027778	6	518400	1324	114393600	0,00476203	2468,63555	1,6559E-06
13/02/92	19/02/92	1,62736111	6	518400	1293	111715200	0,00506414	2625,24984	1,7643E-06
13/03/92	19/03/92	1,48486111	6	518400	1264	109209600	0,0046207	2395,36964	1,6128E-06
13/04/92	19/04/92	1,27569444	6	518400	1233	106531200	0,0039698	2057,94314	1,3883E-06
13/05/92	19/05/92	1,60444444	6	518400	1203	103939200	0,00499283	2588,2808	1,7494E-06
13/06/92	19/06/92	1,72631944	6	518400	1172	101260800	0,00537209	2784,88887	1,886E-06
13/07/92	19/07/92	1,64833333	6	518400	1142	98668800	0,0051294	2659,08211	1,8042E-06
13/08/92	19/08/92	1,77013889	6	518400	1111	95990400	0,00550845	2855,57815	1,9413E-06
13/09/92	19/09/92	1,51416667	6	518400	1080	93312000	0,00471189	2442,6452	1,6638E-06
13/10/92	19/10/92	1,93256944	6	518400	1050	90720000	0,00601391	3117,61022	2,1276E-06
13/11/92	19/11/92	1,74875	6	518400	1019	88041600	0,00544189	2821,07372	1,929E-06
13/12/92	19/12/92	1,27	6	518400	989	85449600	0,00395208	2048,7569	1,4035E-06
13/01/93	19/01/93	0,96916667	6	518400	958	82771200	0,00301592	1563,45425	1,0732E-06
13/02/93	19/02/93	1,28291667	6	518400	927	80092800	0,00399227	2069,59399	1,4234E-06
13/03/93	19/03/93	2,07861111	6	518400	899	77673600	0,00646837	3353,20382	2,3102E-06
13/04/93	19/04/93	1,84847222	6	518400	868	74995200	0,00575221	2981,94505	2,0585E-06
13/05/93	19/05/93	1,253125	6	518400	838	72403200	0,00389956	2021,53424	1,3981E-06
13/06/93	19/06/93	1,71666667	6	518400	807	69724800	0,00534205	2769,31706	1,919E-06
13/07/93	19/07/93	1,80555556	6	518400	777	67132800	0,00561866	2912,71212	2,0222E-06

13/08/93	19/08/93	1,75555556	6	518400	746	64454400	0,00546306	2832,0524	1,9701E-06
13/09/93	19/09/93	1,63083333	6	518400	715	61776000	0,00507494	2630,85121	1,8337E-06
13/10/93	19/10/93	1,46708333	6	518400	685	59184000	0,00456538	2366,69063	1,6527E-06
13/11/93	19/11/93	1,36972222	6	518400	654	56505600	0,0042624	2209,62823	1,546E-06
13/12/93	19/12/93	1,08930556	6	518400	624	53913600	0,00338978	1757,26163	1,2318E-06
13/01/94	19/01/94	1,01458333	6	518400	593	51235200	0,00315725	1636,72016	1,1496E-06
13/02/94	19/02/94	1,42277778	6	518400	562	48556800	0,0044275	2295,21715	1,6152E-06
13/03/94	19/03/94	2,12666667	6	518400	534	46137600	0,00661791	3430,72677	2,4186E-06
13/04/94	19/04/94	1,27888889	6	518400	503	43459200	0,00397974	2063,0964	1,4573E-06
13/05/94	19/05/94	1,50979167	6	518400	473	40867200	0,00469828	2435,58747	1,7237E-06
13/06/94	19/06/94	0,21833333	6	518400	442	38188800	0,00067943	352,214112	2,4975E-07
13/07/94	19/07/94	1,40083333	6	518400	412	35596800	0,00435921	2259,8165	1,6054E-06
13/08/94	19/08/94	1,96236111	6	518400	381	32918400	0,00610662	3165,66997	2,2534E-06
13/09/94	19/09/94	1,50458333	6	518400	350	30240000	0,00468207	2427,18542	1,7311E-06
13/10/94	19/10/94	1,67375	6	518400	320	27648000	0,0052085	2700,08414	1,9294E-06
13/11/94	19/11/94	1,42375	6	518400	289	24969600	0,00443053	2296,78554	1,6444E-06
13/12/94	19/12/94	1,45583333	6	518400	259	22377600	0,00453037	2348,54219	1,6846E-06
13/01/95	19/01/95	0,97	6	518400	228	19699200	0,00301852	1564,79857	1,1246E-06
13/02/95	19/02/95	1,5225	6	518400	197	17020800	0,00473783	2456,08848	1,7687E-06
13/03/95	19/03/95	1,82652778	6	518400	169	14601600	0,00568392	2946,54439	2,1256E-06
13/04/95	19/04/95	1,40951389	6	518400	138	11923200	0,00438623	2273,81992	1,6435E-06
13/05/95	19/05/95	2,22402778	6	518400	108	9331200	0,00692089	3587,78917	2,5982E-06
13/06/95	19/06/95	1,62902778	6	518400	77	6652800	0,00506933	2627,9385	1,9068E-06
13/07/95	19/07/95	1,62173611	6	518400	47	4060800	0,00504664	2616,17562	1,9018E-06
11/08/95	21/08/95	1,337	10	864000	14	1209600	0,00416057	3594,73487	2,6183E-06

Planilha Saídas para o elemento combustível III

Atividade Total (D)	7,8544E+12	+ -	5,1101E+11
Núm. átomos de monitor (No)	1,1367E+22	+ -	7,3956E+20
Massa de U-235 fissionada	86,9627334	+ -	5,6812035
Grau de queima (%)	46,4346078	+ -	3,03353455

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- 1 - OLANDER, D. R. *Fundamental Aspects of Nuclear Reactor Fuel Elements*, Technical Information Center – U. S. Department of Energy, Springfield, 1976.
- 2 - DIGGLE, W. R.; BLACKADDER, W. H. *Nucleonics*, v. 23 (3), p. 71-74, 1965.
- 3 - REUS, U.; WESTMEIER, W. *At. Data and Nucl. Data Tables*, v. 29, p. 1-192, 1983.
- 4 - REUS, U.; WESTMEIER, W. *At. Data and Nucl. Data Tables*, v. 29, p. 193-406, 1983.
- 5 - *JNDC Nuclear Data Library of Fission Products*, Japan Atomic Energy Research Institute – JAERI 1287, Tokyo, 1983.
- 6 - LONE, M. A.; LEAVITT, R. A.; HARRISON, D. A. *At. Data and Nucl. Data Tables*, v. 29, p. 511-559, 1981.
- 7 - PERROTTA, J. A.; TERREMOTO, L. A. A.; ZEITUNI, C. A. *Ann. Nucl. Energy*, v. 25, p. 237-258, 1998.
- 8 - BENNET, D. J.; THOMSON, J. R. *The Elements of Nuclear Power*, Longman Scientific & Technical, London, 1989.
- 9 - LAMARSH, J. R. *Introduction to Nuclear Reactor Theory*, Addison-Wesley Publishing Company Inc., Reading, 1972.
- 10 - *Reactor Burn-up Physics*, IAEA Panel Proceedings Series, Vienna, 1973.
- 11 - KNOLL, G. F. *Radiation Detection and Measurement*, John Wiley & Sons Inc., New York, 1989.

- 12 - KESTELMAN, A. J.; GUEVARA, S. R. *Determinacion del Quemado en Combustibles Tipo MTR Mediante Espectrometria Gama con Cristal INa(Tl)*, CNEA-CAB, Bariloche, 1988.
- 13 - *Nuclear Safeguards Technology 1978 – Volume I*, IAEA-SM-231/135, Vienna, 1979.
- 14 - DIAS, M. S. *Determinação da Queima do Combustível pela Técnica de Espectrometria Gama Não-Destrutiva*, Anais do VIII Encontro Nacional de Física de Reatores e Termohidráulica (VIII ENFIR), p. 173-178, Atibaia, 1991.
- 15 - *Nuclear Materials Management*, IAEA-SM-67/45, Vienna, 1966.
- 16 - HELENE, O. A. M.; VANIN, V. R. *Tratamento Estatístico de Dados em Física Experimental*, Editora Edgard Blücher Ltda., São Paulo, 1981.
- 17 - GOUFFON, P. *IDEFIX – Manual do Usuário*, Laboratório do Acelerador Linear / Instituto de Física da Universidade de São Paulo (LAL / IFUSP), São Paulo, 1983.
- 18 - MAFRA, O. Y. *Técnicas e Medidas Nucleares*, Editora Edgard Blücher Ltda., São Paulo, 1973.
- 19 - *Quality Assurance Data Sheet – GEM Series HPGe (High-Purity Germanium) Coaxial Detector System*, EG&G ORTEC, Oak Ridge, 1993.
- 20 - DEBERTIN, K.; HELMER, R. G. *Gamma- and X-ray Spectrometry with Semiconductor Detectors*, Elsevier Science Publishers B. V., Amsterdam, 1988.
- 21 - *Microcal ORIGIN, versão 4.0 ou posterior*, Microcal Software Inc., 1991 - 1995.
- 22 - LAMARSH, J. R. *Introduction to Nuclear Engineering*, Addison-Wesley Publishing Company Inc., Reading, 1977.

- 23 - CONNER, A. L.; ATWATER, H. F.; PLASSMAN, E. H.; MCCRARY, J. H. *Phys. Rev.*, v. A1, p. 539-544, 1970.
- 24 - *Microsoft EXCEL, versão 5.0 ou posterior*, Microsoft Corporation, 1985-1994.
- 25 - *CRC Handbook of Chemistry and Physics – 75th Edition*, CRC Press Inc., Boca Raton, 1994.
- 26 - EJNISMAN, R.; PASCHOLATI, P. R. *Revista de Física Aplicada e Instrumentação*, v. 9, p. 139-146, 1994.
- 27 - TERREMOTO, L. A. A.; KOSAKA, N. *Fundamentos de Tecnologia Nuclear – Volume II – Reatores Nucleares*, IPEN/CNEN – SP, São Paulo, 1996.
- 28 - GLINKA, N. *Química Geral – Volume 2*, Editora Mir, Moscou, 1984.
- 29 - HSUE, S. T. *At. Energy Rev.*, v.16 (1), p. 89-128, 1978.
- 30 - CHEN, J. D.; BOASE, D. G.; LYPKA, R. B. *Non-Destructive Determination of Burn-Up by Gamma-Scanning: An Assessment of ¹⁴⁴Ce/Pr as a Fission Monitor in CANDU Fuels*, Rep. AECL-5236, Atomic Energy of Canada Limited / Chalk River Nuclear Laboratories, Chalk River, 1976.
- 31 - *Determination of Research Reactor Fuel Burnup*, IAEA-TECDOC-633, Vienna, 1992.
- 32 - YAMAGUCHI, M. *Validação da Metodologia de Cálculo Neutrônico do Reator IEA-R1*, Relatório Técnico, IPEN/CNEN – SP, São Paulo, 1997.
- 33 - KAPLAN, I. *Nuclear Physics*, Addison-Wesley Publishing Company Inc., Reading, 1977.

34 - ZWEIFEL, P. F. *Reactor Physics*, McGraw-Hill Kogakusha Ltd. - International Student Edition, Tokyo, 1973.