



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

**Potência gerada por decaimento de produtos de fissão e de ativação em  
elementos de combustível irradiados no reator IEA-R1**

**ADELK DE CARVALHO PRADO**

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

**Orientador:  
Prof. Dr. Delvonei Alves de Andrade**

**São Paulo  
2023**

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

**Potência gerada por decaimento de produtos de fissão e de ativação em  
elementos de combustível irradiados no reator IEA-R1**

**Versão Corrigida**

**Versão Original disponível no IPEN**

**ADELK DE CARVALHO PRADO**

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

**Orientador:  
Prof. Dr. Delvonei Alves de Andrade**

**São Paulo  
2023**

Autorizo a reprodução e divulgação total ou parcial deste trabalho, para fins de estudo e pesquisa, desde que citada a fonte.

Como citar:

PRADO, A. d. C. **Potência gerada por decaimento de produtos de fissão e de ativação em elementos combustíveis irradiados no reator IEA-R1**. 2023. 106 f. Tese (Doutorado em Tecnologia Nuclear), Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN-CNEN, São Paulo. Disponível em: <<http://repositorio.ipen.br/>> (data de consulta no formato: dd/mm/aaaa)

Ficha catalográfica elaborada pelo Sistema de geração automática da Biblioteca IPEN,  
com os dados fornecidos pelo(a) autor(a).

Prado, Adelm de Carvalho

Potência gerada por decaimento de produtos de fissão e de ativação em elementos combustíveis irradiados no reator IEA-R1 / Adelm de Carvalho Prado; orientador Delvonei Alves de Andrade. -- São Paulo, 2023.  
106 f.

Tese (Doutorado) - Programa de Pós-Graduação em Tecnologia Nuclear (Reatores) -- Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo, 2023.

1. Calor de decaimento. 2. Potência de decaimento. 3. Produtos de fissão. 4. Combustível nuclear irradiado. 5. Calorimetria. I. Andrade, Delvonei Alves de, orient. II. Título.

## **FOLHA DE APROVAÇÃO**

Autor: Adelf de Carvalho Prado

Título: Potência gerada por decaimento de produtos de fissão e de ativação em elementos combustíveis irradiados no reator IEA-R1

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

Data:

### **BANCA EXAMINADORA**

Prof. Dr. Daniel de Almeida Magalhães Campolina

Instituição: Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear – CDTN Julgamento:

Prof. Dr. Giovanni Laranjo Stefani

Instituição: Universidade Federal do Rio de Janeiro – UFRJ

Julgamento:

Prof. Dr. Frederico Antônio Genezini

Instituição: Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares – IPEN

Julgamento:

Para minha querida Carla.

Para meus irmãos e irmãs, Delma, Dagmar, Amauri, Dulcilene e Alisson.

Para meu irmão Amilton (1957-2021), que se foi muito cedo, sem ouvir meu devido agradecimento.

Para Dona Adélia e Seu Custódio

## AGRADECIMENTOS

O doutorando agradece ao Professor Delvonei Alves de Andrade, pela valiosa contribuição no desenvolvimento deste trabalho, e aos membros da Banca Examinadora, pela atenção dedicada.

Este trabalho foi iniciado como resposta a um problema apresentado ao grupo de termo-hidráulica do Centro de Engenharia Nuclear do IPEN (CEENG/IPEN), por Walmir Torres e Pedro Umbehaun.

A realização deste trabalho não teria sido possível sem o calorímetro IPEN, que foi desenvolvido com apoio dos servidores do CEENG/IPEN. O projeto recebeu contribuições pontuais de Luiz Terremoto, José Eduardo da Silva, Eduardo Maprelian e Murilo Santos, e críticas construtivas de Antônio Belchior Jr. As partes mecânicas do vaso do calorímetro foram projetadas com colaborações de Fernando Junqueira e José Rodrigues. A importação de módulos termoeletrônicos somente foi possível com o apoio prestado por Pedro Umbehaun. Paulo Siqueira cedeu parte do material utilizado na fabricação do vaso do calorímetro. A montagem do gabinete de controle foi viabilizada com apoio de Marcelo Rocha, Rogério Jerez e Ricardo Diniz, que gentilmente cederam equipamentos de aquisição de dados em vias de obsolescência, e de Samuel Santos, que cedeu componentes eletrônicos de precisão. O sistema de controle do calorímetro foi implementado com o apoio de Rosani Libardi da Penha.

No desenvolvimento do calorímetro IPEN foram utilizados recursos de infraestrutura disponibilizados pela gerência do CEENG/IPEN. O projeto recebeu apoio da equipe de metrologia do Centro do Combustível Nuclear (CECON/IPEN). O sistema de vácuo do calorímetro foi testado em colaboração com a equipe do Cíclotron (SEOAC/IPEN). Esse projeto recebeu apoio financeiro da Fapesp por meio dos processos 2017/00634-0 e 2021/06088-3.

O calorímetro foi transportado até o prédio do reator IEA-R1 com apoio prestado por Renato França. O procedimento experimental para utilização do calorímetro IPEN foi elaborado com apoio da equipe de operação do reator IEA-R1 (CERPQ/IPEN). A realização dos experimentos nas instalações do reator IEA-R1 não teria sido possível sem o apoio prestado por Alberto Fernando, Jose Berretta, Jose Mello, Frederico Genezini e Valdemir Rodrigues.

Este trabalho foi realizado com apoio direto ou indireto de todo o corpo de servidores, colaboradores terceirizados, professores, bolsistas e alunos do IPEN. Humildemente peço perdão aos colaboradores que não pude citar pelo nome.

A realização deste trabalho não teria sido possível sem o sistema público de ensino.

*“... the law of the conservation of energy, wherever civilization reaches, is accepted as a fully established truth and receives the widest applications in all domains of natural science.”*

MACH, E. On the principle of the conservation of energy. *The Monist*, v. 5, n. 1, p. 22-54, 1894.

## RESUMO

PRADO, A. C. *Potência gerada por decaimento de produtos de fissão e de ativação em elementos combustíveis irradiados no reator IEA-R1*. 2023. 106 f. Tese (Doutorado em Tecnologia Nuclear), Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, IPEN-CNEN, São Paulo.

Este trabalho teve como objetivo a avaliação experimental da potência gerada por decaimento de produtos de fissão e de ativação em elementos combustíveis irradiados no reator IEA-R1. O calorímetro IPEN foi desenvolvido para atender a essa aplicação. Um modelo teórico foi proposto para representar o arranjo experimental utilizado. O modelo foi formulado com base no princípio da conservação da energia. Os elementos combustíveis EC214, EC210 e EC207 foram submetidos a experimentos calorimétricos enquanto apresentavam tempos de decaimento variando entre 22 horas e 1043 dias e razões de queima de combustível variando entre 36% e 45% em relação à massa inicial de U-235. Em cada caso a potência de decaimento foi avaliada entre a mínima de 4,1 W e a máxima de 88 W. As incertezas foram avaliadas dentro dos limites de  $\pm 5\%$ . O calorímetro IPEN foi utilizado na piscina do reator sem apresentar falha que impedisse a realização dos experimentos, por isso seu desempenho foi considerado suficiente. Os resultados obtidos são consistentes e reproduzíveis dentro dos respectivos limites de incerteza. A precisão dos resultados obtidos foi considerada suficiente para fundamentar conclusões a respeito das diferenças entre a potência de decaimento determinada experimentalmente e a potência inferida a partir dos dados de operação do reator.

Palavras chave: calor de decaimento; potência de decaimento; combustível nuclear irradiado; produtos de fissão; calorimetria.



## **ABSTRACT**

**PRADO, A. C. *Decay heat power generated by fission and activation products in irradiated fuel assemblies of the IEA-R1 reactor*** [thesis]. São Paulo: Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN-CNEN), 2023.

*This study was aimed at the experimental evaluation of the heat power generated by the nuclear decay of fission and activation products in irradiated fuel assemblies of the IEA-R1 reactor. The IPEN fuel assembly calorimeter was commissioned for that purpose. A theoretical model of the experimental setup was presented. The model was based on fundamentals of heat and mass transfer. Calorimetric experiments were performed in which the fuel assemblies EC214, EC210 and EC207 were probed with cooling times ranging from 22 hours to 1043 days and U-235 burnup ratios ranging from 36% to 45%. Decay heat power was evaluated in the range of 4.1 W to 88 W, within  $\pm 5\%$  uncertainty. The IPEN calorimeter performed accordingly in the reactor pool environment, and was thus proven appropriate for the experiments. The experimental results were proven consistent, reproducible within the respective uncertainties and accurate enough to support conclusions on the deviations between the experimentally evaluated heat power and the heat power derived from historical reactor operating data.*

*Key words: decay heat; nuclear decay heat; nuclear spent fuel; fission products; calorimetry.*

## LISTAS

### Lista de símbolos

<i>A</i>	ampere
<i>C</i>	capacidade térmica
<i>W</i>	watt
<i>V</i>	volt
<i>E</i>	energia
<i>Q</i>	calor
<i>S</i>	área
<i>T</i>	temperatura
<i>V</i>	diferença de potencial elétrico [V] ou volume [m <sup>3</sup> ]
<i>W</i>	trabalho mecânico
<i>b</i>	barn, unidade de medida para seção de choque (1 barn = 10 <sup>-28</sup> m <sup>2</sup> )
<i>c</i>	calor específico
<i>g</i>	aceleração da gravidade
<i>h</i>	coeficiente de transferência de calor
<i>h</i>	entalpia específica
<i>k</i>	fator de multiplicação de nêutrons
<i>m</i>	metro
<i>t</i>	distribuição t de Student
<i>t</i>	tempo
<i>u</i>	unidade de massa atômica
<i>v</i>	velocidade
<i>z</i>	altura em relação a uma cota de referência
$\alpha$	partícula alfa
$\alpha$	coeficiente de Seebeck
$\beta$	partícula beta
$\gamma$	radiação gama

$\varepsilon$	fator de fissão rápida
$\xi$	incerteza devida ao tempo de retardo de medição
$\rho$	densidade de massa
$\tau$	tempo de retardo de medição
$\zeta$	incerteza de interpolação

### Lista de abreviaturas

BWR	Reator nuclear a água em ebulição (CNEN/DRS, 2020)
CNEN	Comissão Nacional de Energia Nuclear
EUA	Estados Unidos da América
IPEN	Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares
IAEA	Agência Internacional de Energia Atômica
LAN	<i>Local Area Network</i> (rede local de comunicação)
MTR	Reator nuclear para testes de materiais
PC	Computador Pessoal
PLL	<i>Phase-locked loop</i> (malha de sincronismo de fase)
PNL	Pacific Northwest Laboratory
PWR	Reator nuclear a água pressurizada (CNEN/DRS, 2020)
RTD	<i>Resistance Temperature Detector</i> (termorresistência)
SI	Sistema Internacional de Unidades
SKB	Svensk Kärnbränslehantering AB
SSD	<i>Solid State Drive</i> (unidade de memória de estado sólido)
WLAN	<i>Wireless Local Area Network</i> (rede local de comunicação sem fios)
ddp	diferença de potencial elétrico

# SUMÁRIO

	<b>Página</b>
<b>1</b>	<b>INTRODUÇÃO .....15</b>
<b>1.1</b>	<b>Fissão nuclear .....15</b>
<b>1.2</b>	<b>Relevância do tema abordado .....17</b>
<b>1.3</b>	<b>Justificativa para a realização do trabalho.....19</b>
<b>1.4</b>	<b>Relação com outros trabalhos sobre o tema .....19</b>
<b>1.5</b>	<b>Objetivos do trabalho .....20</b>
<b>1.6</b>	<b>Alcance da pesquisa .....20</b>
<b>2</b>	<b>REVISÃO DA LITERATURA .....21</b>
<b>2.1</b>	<b>Calor de decaimento .....21</b>
2.1.1	Principais fontes de calor de decaimento .....21
2.1.1.1	Elementos pesados .....21
2.1.1.2	Produtos de fissão .....21
2.1.1.3	Produtos de ativação em materiais estruturais .....23
2.1.1.4	Fissão por nêutrons atrasados .....23
2.1.1.5	Fissão espontânea .....23
2.1.2	Primeiros resultados experimentais .....23
2.1.3	Avaliação preditiva da potência de decaimento .....25
2.1.3.1	Modelos analíticos .....25
2.1.3.2	Modelos numéricos .....25
2.1.3.3	Incertezas .....26
2.1.3.4	Validação .....27
2.1.3.5	Padronização .....27
<b>2.2</b>	<b>Calorimetria.....28</b>
2.2.1	Conceitos básicos .....28
2.2.2	Seleção e desenvolvimento de calorímetros .....29
2.2.3	Calorimetria na caracterização de materiais radioativos .....29
2.2.4	Calorímetros para elementos combustíveis.....30
2.2.4.1	PNL (1976).....30
2.2.4.2	GE/MORRIS (1981).....31

2.2.4.3	SKB/Clab (2006) .....	34
2.2.4.4	JAERI (1988) .....	35
<b>2.3</b>	<b>Elementos combustíveis utilizados no reator IEA-R1 .....</b>	<b>38</b>
2.3.1	Especificações .....	38
2.3.2	Inventário .....	38
2.3.3	Caracterização de elementos combustíveis irradiados.....	39
2.3.3.1	Integridade do revestimento .....	39
2.3.3.2	Espectrometria de radiação gama .....	40
<b>3</b>	<b>MATERIAIS E MÉTODOS .....</b>	<b>41</b>
<b>3.1</b>	<b>Calorímetro IPEN para elementos combustíveis.....</b>	<b>41</b>
3.1.1	Vaso de medição.....	41
3.1.2	Gabinete de controle .....	44
3.1.3	Bancada auxiliar .....	46
3.1.4	Modos de operação .....	47
3.1.5	Limitações intrínsecas.....	48
3.1.6	Avaliação de segurança.....	49
<b>3.2</b>	<b>Modelo teórico para o calorímetro IPEN.....</b>	<b>50</b>
<b>3.3</b>	<b>Elemento DMPV-01.....</b>	<b>56</b>
<b>3.4</b>	<b>Elementos combustíveis irradiados.....</b>	<b>57</b>
3.4.1	Predição da potência de decaimento.....	58
3.4.1.1	Distribuição radial de potência no núcleo do reator .....	58
3.4.1.2	Aplicação da norma ANSI/ANS-5.1-1994 .....	59
<b>4</b>	<b>RESULTADOS .....</b>	<b>62</b>
<b>4.1</b>	<b>Instalação e calibração do calorímetro .....</b>	<b>62</b>
4.1.1	Instalação do calorímetro .....	62
4.1.2	Calibração dos canais de instrumentação.....	64
4.1.3	Constantes de calibração do calorímetro .....	64
4.1.3.1	Potência acima de 100 W.....	64
4.1.3.2	Potência até 100 W .....	66
4.1.4	Análise de incertezas .....	68
4.1.4.1	Potência aplicada durante a calibração .....	68
4.1.4.2	Capacidade térmica do sistema .....	69
4.1.4.3	Temperatura da água e ddp total gerada .....	71

<b>4.2</b>	<b>Elemento EC214 até 48 horas após a irradiação .....</b>	<b>71</b>
4.2.1	Avaliação experimental da potência de decaimento.....	71
4.2.2	Análise de incertezas .....	74
4.2.2.1	Tempo de resposta do calorímetro.....	74
4.2.2.2	Interpolação dos pontos de calibração .....	76
4.2.2.3	Propagação das incertezas.....	76
<b>4.3</b>	<b>Elemento EC210 até 74 horas após a irradiação .....</b>	<b>78</b>
4.3.1	Avaliação da potência de decaimento.....	78
4.3.2	Análise de incertezas .....	81
<b>4.4</b>	<b>Elemento EC214 até 22 dias após a irradiação.....</b>	<b>82</b>
4.4.1	Avaliação da potência de decaimento.....	82
4.4.2	Análise de incertezas .....	83
<b>4.5</b>	<b>Elemento EC207 até 1043 dias após a irradiação .....</b>	<b>84</b>
4.5.1	Avaliação da potência de decaimento.....	84
4.5.2	Análise de incertezas .....	86
<b>5</b>	<b>ANÁLISE E DISCUSSÃO DOS RESULTADOS.....</b>	<b>87</b>
<b>5.1</b>	<b>Adequação do calorímetro IPEN .....</b>	<b>87</b>
5.1.1	Segurança nos experimentos com elementos combustíveis.....	87
5.1.2	Escalas calibradas .....	87
5.1.3	Efeito da radiação sobre as constantes de calibração .....	88
5.1.4	Variação das incertezas em função da potência medida.....	89
5.1.5	Limitações reconhecidas .....	90
5.1.5.1	Efeito da capacidade térmica do sistema .....	90
5.1.5.2	Escape de radiação gama .....	91
5.1.5.3	Medição de potência variável no tempo .....	91
<b>5.2</b>	<b>Experimentos com elementos combustíveis .....</b>	<b>92</b>
5.2.1	Elemento EC214.....	92
5.2.2	Elemento EC210.....	93
5.2.3	Elemento EC207.....	93
<b>5.3</b>	<b>Adequação do modelo teórico .....</b>	<b>94</b>
<b>5.4</b>	<b>Originalidade do trabalho apresentado .....</b>	<b>94</b>
<b>6</b>	<b>CONCLUSÕES.....</b>	<b>96</b>

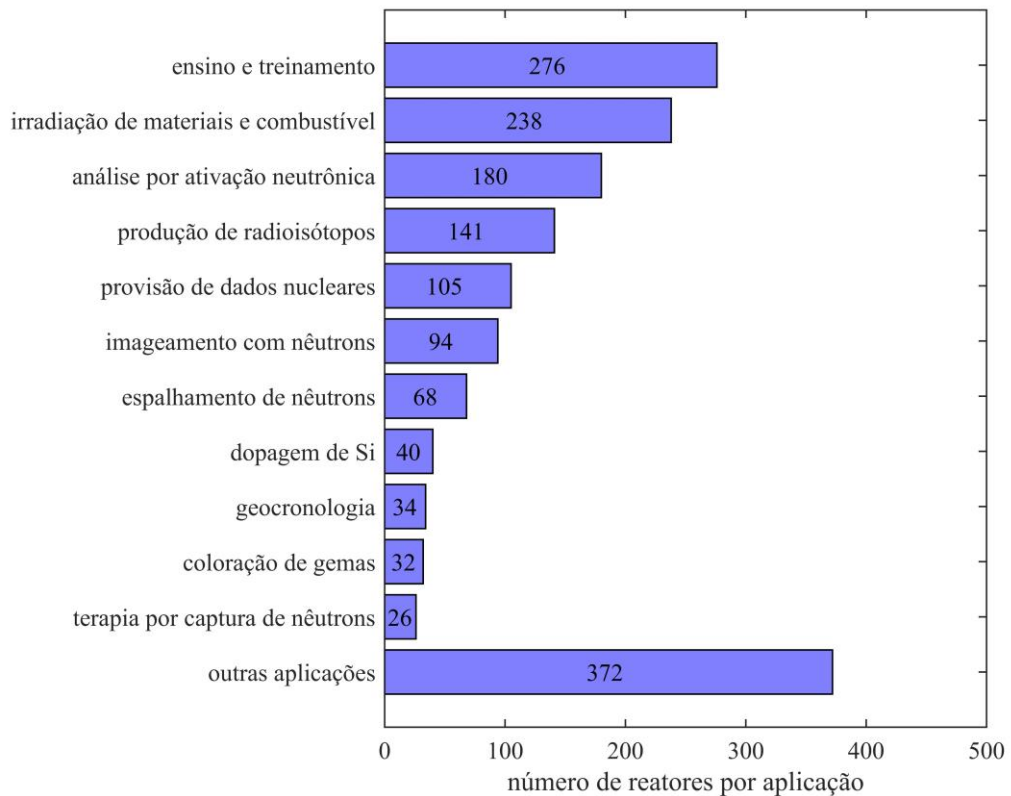
# 1 INTRODUÇÃO

## 1.1 Fissão nuclear

Reatores de pesquisa são meios essenciais para o desenvolvimento científico e tecnológico no campo da energia nuclear. O uso dos reatores de pesquisa é difundido mundialmente. Por ocasião da preparação deste texto, o banco de dados da Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA) continha informações a respeito de 841 reatores de pesquisa, entre os quais 222 encontravam-se em condições operacionais, distribuídos entre 53 países e 24 encontravam-se em construção ou em fase de planejamento, distribuídos entre 17 países (IAEA, 2022).

Reatores de pesquisa são projetados e operados tendo em vista um ou mais propósitos específicos. Na figura 1.1 estão relacionadas as aplicações mais frequentes nas quais os reatores de pesquisa são utilizados.

Figura 1.1 – Aplicações mais frequentes entre os reatores nucleares de pesquisa.



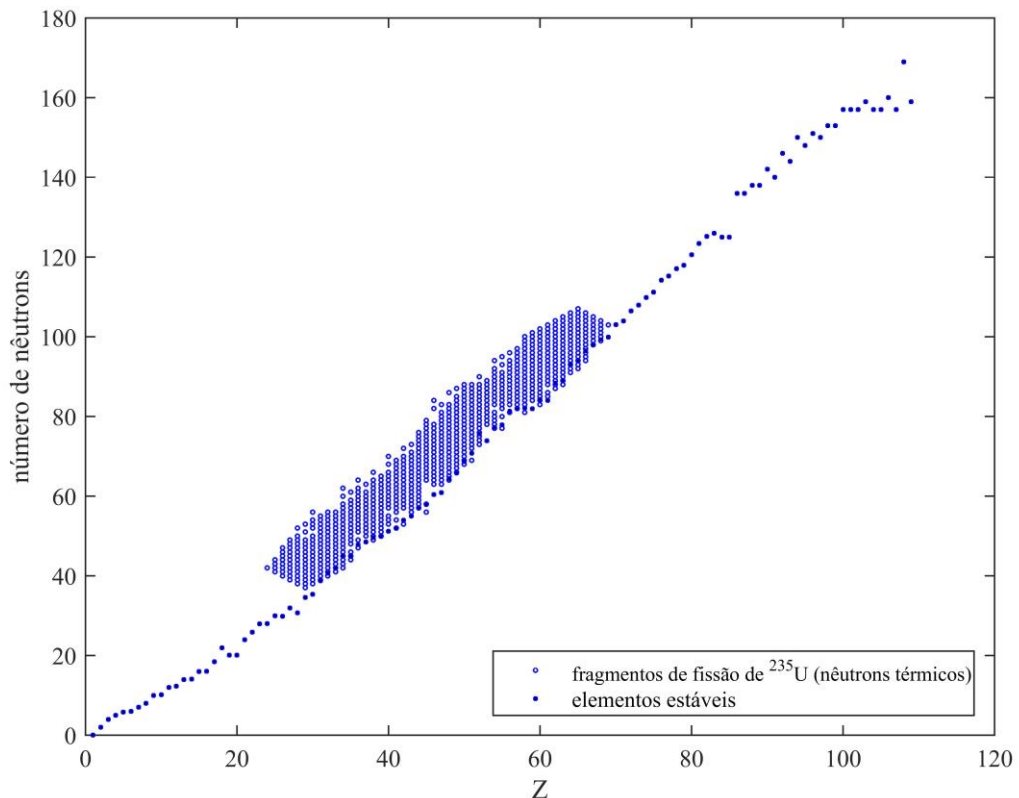
Fonte: IAEA (2022).

Uma característica comum aos reatores contabilizados por meio da Figura 1.1 é a capacidade de induzir a reação de fissão nuclear (KRAPPE e POMORSKI, 2012), que é o processo pelo qual um núcleo atômico é dividido em partes menores (LEWIS, 2008).

Reações de fissão podem ser induzidas por nêutrons. Isótopos físséis são aqueles em que a reação de fissão pode ser induzida por nêutrons com qualquer energia cinética inicial. O único isótopo físsil disponível como recurso natural é o  $^{235}\text{U}$ . A fissão de  $^{235}\text{U}$  resulta na emissão de radiação gama e na liberação de neutrinos, dois ou três nêutrons e dois núcleos mais leves, chamados fragmentos de fissão (LEWIS, 2008).

Em sua maior parte, esses fragmentos de fissão são instáveis porque carregam quantidade excessiva de nêutrons (LEWIS, 2008). Na Figura 1.2 é mostrada a distribuição de números de nêutrons dos fragmentos produzidos na fissão de  $^{235}\text{U}$  por nêutrons térmicos, que são nêutrons com baixa energia cinética.

Figura 1.2 – Fragmentos resultantes da fissão de  $^{235}\text{U}$  induzida por nêutrons térmicos.



Fonte: gráfico produzido pelo autor da tese, com dados de ENGLAND e RIDER (1994).



Os fragmentos de fissão instáveis sofrem decaimento radioativo, frequentemente associado com a emissão de partículas beta e de radiação gama. A esses fragmentos são atribuídas meias-vidas características que variam entre  $5 \cdot 10^{-3}$  s, no caso do  $^{100}\text{Rb}$ , e  $5 \cdot 10^{16}$  anos, no caso do  $^{142}\text{Ce}$  (ENGLAND e RIDER, 1994). Os fragmentos de fissão e os produtos dos decaimentos subsequentes são chamados produtos de fissão (LEWIS, 2008).

Reações nucleares de absorção são provocadas na medida em que os nêutrons liberados por fissão interagem com os núcleos dos átomos da vizinhança. Dessas reações resultam nuclídeos instáveis chamados produtos de ativação (LEWIS, 2008).

Partículas alfa e beta e radiação gama são liberadas no decaimento radioativo dos produtos instáveis de fissão e de ativação, carregando uma quantidade de energia que é depositada na vizinhança, na forma de calor (LEWIS, 2008). As transferências de calor causadas por decaimento de produtos de fissão e de ativação são o tema mais geral abordado neste trabalho.

## 1.2 Relevância do tema abordado

A parte experimental deste trabalho foi realizada nas instalações do reator IEA-R1 (ZAMBONI, 2007), que é operado pelo Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares da Comissão Nacional de Energia Nuclear (IPEN/CNEN-SP). O reator IEA-R1 é utilizado em pesquisas na área de física nuclear experimental e da matéria condensada, na área de análise por ativação neutrônica e na produção de radioisótopos para uso na medicina nuclear (SILVA, ZAHN e SOUZA, 2022).

O material físsil utilizado no reator IEA-R1 fica contido em lâminas com revestimento de alumínio, frequentemente chamadas placas de combustível. Conforme mostrado na Figura 1.3, essas placas de combustível são montadas paralelamente, com espaçamento regular, formando conjuntos que são estabilizados por meio de suportes estruturais. Esses conjuntos são conhecidos como elementos combustíveis. O núcleo do reator IEA-R1 é um arranjo com 24 elementos combustíveis (DURAZZO, UMBEHAUN, *et al.*, 2019; SALIBA-SILVA, CARVALHO, *et al.*, 2011).

Os produtos de fissão e de ativação gerados durante a utilização do reator são acumulados no volume do próprio combustível nuclear. O revestimento das placas de combustível tem função de barreira contra a dispersão desses produtos. A remoção do calor gerado no decaimento dos produtos de fissão e de ativação é necessária para limitar a temperatura do revestimento e garantir a preservação das suas propriedades mecânicas.

Figura 1.3 – Elemento combustível utilizado no núcleo do reator IEA-R1: bocal inferior (acima, à esquerda), elemento combustível completo (centro), vista de topo (abaixo, à direita).



Fonte: SALIBA-SILVA, CARVALHO, *et al.* (2011).

A questão do calor gerado por decaimento de produtos de fissão e de ativação é abordada no relatório de análise de segurança do reator IEA-R1 e tem impacto sobre a operação da instalação (IPEN, 1998). De fato, a demonstração da capacidade de remoção do calor gerado por decaimento (ou calor de decaimento ou calor residual) é frequentemente requerida ainda na fase de licenciamento das instalações nucleares (IAEA, 2016).

A predição da geração de calor após o desligamento do reator tem aplicações no projeto e na operação das instalações nucleares (TOBIAS, 1980): a geração de calor no curto prazo tem aplicação no projeto dos sistemas de resfriamento de emergência; a geração no médio prazo tem aplicação no projeto de blindagens para descarregamento e transporte do combustível; a geração de calor no longo prazo tem aplicação no projeto de instalações para armazenamento do combustível usado.

A avaliação experimental da potência de decaimento (taxa de geração de calor) tem aplicação como meio para a validação de cálculos de queima do combustível nuclear (GAULD, ILLAS, *et al.*, 2010). Cálculos de queima são um meio pelo qual a quantidade de material físsil consumida durante a operação do reator (razão de queima) pode ser

determinada a partir das propriedades dos materiais que formam o núcleo e da energia dissipada para o ambiente no mesmo período.

A avaliação experimental da potência de decaimento tem aplicação também na validação de modelos teóricos de referência e de cálculos de margem de segurança contra criticalidade (fissão nuclear em cadeia) durante o transporte e no armazenamento de combustível irradiado (ILAS e GAULD, 2008; SCAGLIONE, MUELLER, et al., 2012).

### **1.3 Justificativa para a realização do trabalho**

Os meios disponíveis para exame do combustível irradiado no reator IEA-R1 são escassos. Entre 1995 e 2000 um subconjunto dos elementos combustíveis irradiados foi submetido a espectrometria de radiação gama (TERREMOTO, ZEITUNI, *et al.*, 2000). Esse método foi aplicado com vista à verificação de cálculos de queima.

Com exceção do período de 1995 a 2000, o exame dos elementos combustíveis irradiados tem estado praticamente restrito à captura de imagens por meio de câmeras subaquáticas (SILVA, SILVA e TERREMOTO, 2009; SILVA, TERREMOTO, *et al.*, 2007; SILVA, TERREMOTO, *et al.*, 2005). Essas imagens servem para subsidiar o estudo do processo de formação de óxidos nas superfícies externas do revestimento.

Tendo em vista a ausência de meios para análise química e radioquímica do combustível irradiado nas instalações do reator IEA-R1, a avaliação experimental da potência de decaimento é percebida como método alternativo que pode contribuir para a validação do processo de cálculo de queima do combustível.

### **1.4 Relação com outros trabalhos sobre o tema**

Até a apresentação deste trabalho, nenhum outro relato havia sido encontrado sobre a avaliação experimental da potência gerada por decaimento nuclear em elementos combustíveis irradiados no reator IEA-R1.

Fez parte deste trabalho o desenvolvimento do calorímetro IPEN para elementos combustíveis (PRADO, ANDRADE, *et al.*, 2019), que está descrito em detalhes no Capítulo 3 deste texto. Em relação a equipamentos previamente utilizados em aplicações semelhantes (STUREK e AGRENIUS, 2006; MURAKAMI e KOBAYASHI, 1988; STRICKLER e DOMAN, 1982; CREER e SHUPE JUNIOR, 1981), o calorímetro IPEN se distingue sobretudo pelo uso de dispositivos termoelétricos semicondutores como elementos de medição de fluxo de calor.

### **1.5 Objetivos do trabalho**

Este trabalho teve como objetivo primário o desenvolvimento e a aplicação dos meios necessários para a avaliação experimental da potência gerada por decaimento de produtos de fissão e de ativação acumulados em elementos combustíveis irradiados no reator IEA-R1.

Este trabalho teve como objetivo secundário a produção de resultados com incerteza suficientemente baixa para permitir a verificação da potência de decaimento inferida a partir dos dados de operação do reator.

### **1.6 Alcance da pesquisa**

A operação eficiente do reator IEA-R1 depende da predição da razão de queima do combustível em uso no reator. A predição da razão de queima é particularmente relevante no planejamento das recargas de combustível e é obtida por meio de cálculos de queima.

Na medida em que gera oportunidades para verificação de cálculos de queima, a pesquisa iniciada por meio deste trabalho pode contribuir para a eficiência na operação do reator.

## 2 REVISÃO DA LITERATURA

### 2.1 Calor de decaimento

Produtos instáveis de fissão e de ativação (nuclídeos instáveis) são acumulados durante a operação de um reator nuclear (TOBIAS, 1980). O decaimento desses nuclídeos instáveis ocorre por meio de transformações nucleares, num processo estatístico que se estende além do tempo de operação do reator. A energia liberada nesse processo é transferida para a vizinhança do combustível, na forma de calor. Neste texto a expressão calor de decaimento é usada para fazer referência a qualquer transferência de calor que seja consequência de liberação de energia por decaimento radioativo, e a expressão potência de decaimento é usada para fazer referência à quantidade de calor de decaimento transferida por unidade de tempo.

#### 2.1.1 Principais fontes de calor de decaimento

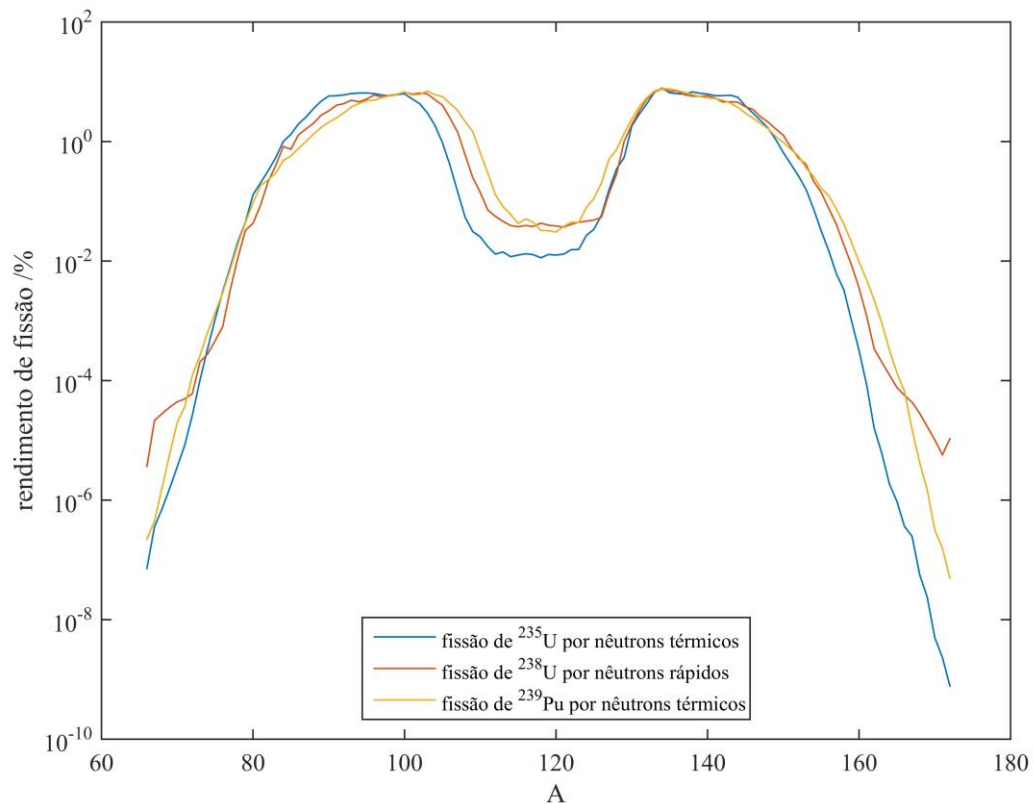
##### 2.1.1.1 Elementos pesados

Durante a operação de um reator nuclear com combustível que contenha  $^{238}\text{U}$ , reações de captura neutrônica produzem os actínídeos  $^{239}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Np}$  e  $^{239}\text{Pu}$ . Além desses, outros elementos pesados e instáveis são criados por meio de reações  $(n, \alpha)$ ,  $(n, \gamma)$  e  $(n, 2n)$ . Partículas  $\alpha$  e  $\beta$  e radiação  $\gamma$  são emitidas no decaimento desses nuclídeos, o que ocorre mesmo depois do desligamento do reator (TOBIAS, 1980). Na medida em que interagem com átomos do combustível e da sua vizinhança, essas emissões transferem uma quantidade de energia que pode ser percebida na forma de calor e que é parte importante do calor de decaimento total.

##### 2.1.1.2 Produtos de fissão

Numa reação de fissão induzida por nêutron, a produção de um dado nuclídeo ocorre com uma probabilidade definida. Essa probabilidade depende do núcleo original envolvido na reação e da energia inicial do nêutron, e pode ser representada por um rendimento de fissão. Na Figura 2.1 são mostrados os rendimentos de fissão atribuídos às reações induzidas por nêutrons térmicos em  $^{235}\text{U}$  e  $^{239}\text{Pu}$  e por nêutrons rápidos em  $^{238}\text{U}$  (o rendimento de fissão foi calculado para cada número de massa como a soma dos rendimentos dos diferentes isóbaros produzidos).

Figura 2.1 – Rendimentos de fissão, agregados por número de massa dos produtos.



Fonte: gráfico produzido pelo autor da tese, com dados de ENGLAND e RIDER (1994).

Durante a operação de um reator nuclear, mais de seiscentos diferentes nuclídeos podem ser produzidos diretamente por fissão. Outros nuclídeos são produzidos por meio de capturas neutrônicas em produtos de fissão. Nuclídeos instáveis sofrem decaimento radioativo e, assim como vários produtos de fissão estáveis, podem ter suas abundâncias reduzidas também em consequência das capturas neutrônicas. Nuclídeos fissionáveis<sup>1</sup> também são produzidos, cada um apresentando uma distribuição particular de rendimentos de fissão. Ao longo do tempo, o resultado acumulado de todas essas reações determina o inventário de produtos de fissão no volume do reator (TOBIAS, 1980).

A maior parte do calor total gerado no volume de um reator desligado é causada pelo decaimento dos produtos de fissão acumulados durante a operação (TOBIAS, 1980).

<sup>1</sup> Nuclídeos fissionáveis são aqueles em que a fissão pode ser induzida por nêutrons com energia cinética suficientemente alta.

### **2.1.1.3 Produtos de ativação em materiais estruturais**

Nêutrons gerados durante a operação do reator podem interagir com os materiais estruturais do elemento combustível e das suas vizinhanças, onde podem induzir reações  $(n, \alpha)$ ,  $(n, p)$ ,  $(n, \gamma)$  e  $(n, 2n)$ . Os produtos de ativação instáveis que resultam dessas reações são importantes no tratamento de rejeitos e no descomissionamento das instalações, mas sua contribuição para o calor de decaimento total é pouco significativa (TOBIAS, 1980).

### **2.1.1.4 Fissão por nêutrons atrasados**

Nêutrons atrasados são emitidos por produtos de fissão que apresentam meias vidas relativamente grandes (de até 1 minuto), por isso são capazes de induzir fissões mesmo depois do desligamento do reator (TOBIAS, 1980).

Nos primeiros minutos após o desligamento, a fissão por nêutrons atrasados contribui significativamente para a geração de calor por decaimento de elementos pesados e de produtos de fissão. Depois dos primeiros minutos após o desligamento, essa contribuição passa a ser insignificante em relação ao calor de decaimento total (TOBIAS, 1980).

### **2.1.1.5 Fissão espontânea**

Na fissão espontânea de actínídeos acumulados durante a operação do reator são liberados nêutrons que em princípio podem induzir novas reações após o desligamento, seja no combustível, no revestimento ou nos componentes estruturais (TOBIAS, 1980).

Dentro dos limites de tempo de decaimento considerados em aplicações típicas, o calor liberado nas reações induzidas por nêutrons de fissão espontânea é normalmente insignificante em relação ao calor de decaimento total (TOBIAS, 1980).

## **2.1.2 Primeiros resultados experimentais**

A potência de decaimento foi avaliada experimentalmente na década de 1940, como parte do Projeto Plutônio, que tinha como objetivo a produção e separação de Pu para uso na indústria bélica (SEABORG, 1982; ZIRKLE, 1947). Resumos dos resultados foram publicados por WAY e WIGNER (1948) e por UNTERMYER e WEILLS (1952).

Nos anos 1940 e 1950, a potência de decaimento em lingotes de Urânio foi medida com emprego de um calorímetro imerso em água (DAY e CANNON, 1951).

Ainda nos anos 1950 foram apresentadas expressões analíticas ajustadas aos resultados experimentais então disponíveis sobre a potência de decaimento de produtos de fissão e de ativação (TOBIAS, 1980).

Em 1957 foram apresentados resultados da medição da potência transferida por radiação gama após a fissão térmica de  $^{235}\text{U}$ . Os resultados apresentados se referiam a tempos de decaimento entre 1 hora e 1000 horas. As incertezas dos resultados foram estimadas em 20% (TOBIAS, 1980).

A potência de decaimento total de um elemento combustível do tipo MTR foi medida em 1957, mas a baixa precisão do calorímetro utilizado limitou a utilidade dos resultados do experimento (TOBIAS, 1980).

A potência de decaimento após a fissão de  $^{239}\text{Pu}$  foi medida em 1965, com incertezas estimadas entre 6% e 10%. Os resultados do experimento levaram à adoção de uma nova expressão para predição da potência de decaimento após uma rajada de fissões de curta duração (JOHNSTON, 1965).

Expressões para o calor devido ao decaimento beta após a fissão de  $^{235}\text{U}$  por nêutrons térmicos foram apresentadas por COSTA, RASTOIN e DE TOURREIL (1972), com base em resultados publicados na década de 1960 (KUTCHER e WYMAN, 1966; McNAIR, BANNISTER, *et al.*, 1969; McNAIR e KEITH, 1969). Estudo semelhante foi apresentado por PERRY, MAIENSCHHEIN e VONDY (1973), com base em resultados publicados nos anos 1960 e 1970 (McNAIR, BANNISTER, *et al.*, 1969; McNAIR e KEITH, 1969; BUNNEY e SAM, 1970).

Estudos sobre a potência total de decaimento após a fissão de  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  e  $^{232}\text{Th}$  foram publicados por GUNST, CONWAY e CONNOR (1975, 1977). Foram realizados experimentos com uso de um calorímetro submerso. Foram relatados resultados com tempos de decaimento variando entre 14 horas e 4500 horas e incertezas variando entre 3% e 12%.

As potências devidas aos decaimentos  $\beta$  e  $\gamma$  após a fissão de  $^{235}\text{U}$  foram medidas separadamente em 1976. Foram relatados resultados para tempos de decaimento de até 28 horas. As incertezas aleatórias foram estimadas entre 2% e 4% e as incertezas sistemáticas foram estimadas em 2,4% (TOBIAS, 1980).

A potência total de decaimento após a fissão de  $^{235}\text{U}$  foi medida por YARNELL e BENDT (1977, 1978), com emprego de um calorímetro criogênico de evaporação. Os



resultados finais foram relatados para tempos de decaimento entre 10 segundos e 28 horas, com incertezas variando entre menos de 2% e 4%.

A potência total de decaimento após a fissão de  $^{235}\text{U}$  por nêutrons térmicos foi medida por SCHROCK (1978). As medições foram baseadas na diferença de potencial gerada em uma termopilha e na expansão de uma coluna de mercúrio. Para tempos de decaimento entre 10 segundos e 28 horas, as incertezas foram estimadas entre 3,5% e 23%.

Analisando esse conjunto de trabalhos experimentais, TOBIAS (1980) considerou notável a diversidade das técnicas empregadas nas quatro décadas anteriores, e destacou a calorimetria como único método efetivo para a medição da potência total de decaimento.

### **2.1.3 Avaliação preditiva da potência de decaimento**

Informações sobre a potência de decaimento são requeridas em várias fases de projeto e operação de reatores nucleares. O levantamento direto dessas informações por meios experimentais pode ser inconveniente ou mesmo inviável, o que motivou o desenvolvimento de modelos preditivos.

#### **2.1.3.1 Modelos analíticos**

TOBIAS (1980) apresentou os primeiros modelos analíticos utilizados na predição da potência de decaimento. A aplicação desses modelos é simples e acessível porque requer poucos dados de entrada. Por outro lado, modelos desse tipo tendem a produzir resultados com maiores incertezas.

Modelos analíticos mais recentes (TODREAS e KAZIMI, 1993) têm sido um recurso válido nos casos em que há maior tolerância a incertezas. Modelos desse tipo encontram aplicação também nos casos em que é admitido alto grau de conservadorismo na predição da potência de decaimento.

#### **2.1.3.2 Modelos numéricos**

No que diz respeito aos modelos para predição da potência de decaimento após o desligamento do reator, o decaimento radioativo de actínídeos e de produtos de fissão são os processos de maior relevância (TOBIAS, 1980).

Durante a operação do reator, o acúmulo de actínídeos provoca alterações na distribuição espectral dos nêutrons de fissão, por isso as seções de choque efetivas são

variáveis no tempo. Como há produção actínídeos físséis, se o fluxo de nêutrons é mantido constante, a potência gerada varia no tempo. Alternativamente, para que a potência seja mantida constante, o fluxo de nêutrons precisa ser variável no tempo. Além disso, como cada nuclídeo físsil apresenta sua própria distribuição de rendimentos de fissão, as taxas de acúmulo dos produtos de fissão também são variáveis no tempo. O inventário isotópico do reator reflete o efeito combinado das variações nas propriedades do núcleo, por isso apresenta dependência essencialmente não-linear em função do tempo (TOBIAS, 1980).

Por outro lado, desde que a operação do reator seja considerada como uma sequência de operações suficientemente curtas, o inventário isotópico aproximado pode ser representado por meio de um sistema de equações lineares. Para isso são definidos intervalos de operação artificiais ao longo dos quais as seções de choque e o fluxo de nêutrons possam ser considerados constantes (TOBIAS, 1980).

O inventário de elementos pesados pode ser expresso na forma de um sistema de equações que é resolvido por meio de programas como ORIGEN, HYACINTH e FISPIN. O inventário de produtos de fissão pode ser expresso na forma de um sistema mais simples, que é resolvido por meio de programas como EPRI-CINDER, RICE e ORIGEN (TOBIAS, 1980).

Depois de determinado o inventário de produtos de fissão e de ativação, o cálculo da potência gerada por decaimento  $\alpha$  e  $\beta$  é relativamente simples, assim como a determinação da distribuição espectral da radiação  $\gamma$  emitida (TOBIAS, 1980).

### 2.1.3.3 Incertezas

Os dados de entrada necessários para a predição da potência de decaimento podem ser classificados entre dados nucleares, dados de fabricação do elemento combustível e dados de operação do reator (JANG, EBIWONJUMI, *et al.*, 2021). Entre os dados de operação estão o histórico de potência do reator, a distribuição espacial de potência e a razão de queima do combustível. Um dos dados de fabricação do combustível é a sua composição isotópica inicial. Já entre os dados nucleares estão os rendimentos de fissão, as seções de choque e as constantes de decaimento dos nuclídeos envolvidos, informações que são reunidas em bancos de dados de referência, chamados bibliotecas de dados nucleares.

KATAKURA (2013) calculou a potência de decaimento utilizando dados das bibliotecas JENDL, JEFF e ENDF. Por meio de análise de sensibilidade, a incerteza associada aos dados nucleares foi revelada maior nos instantes iniciais do decaimento (~8%

a ~10% decorrido 0,1 s após uma rajada de fissões) e menor para tempos de decaimento elevados (<2% decorridos  $10^4$  s após uma rajada de fissões) (KATAKURA, 2013).

As incertezas associadas aos dados nucleares foram consideradas mais relevantes nos casos em que a razão de queima do combustível é mais alta (SHAMA, ROCHMAN, *et al.*, 2021).

A incerteza sobre a razão de queima do combustível foi identificada como uma das principais causas de incerteza na predição da potência de decaimento (SHAMA, ROCHMAN, *et al.*, 2021).

#### **2.1.3.4 Validação**

Resultados obtidos por métodos teóricos são frequentemente validados por meio de comparações com resultados experimentais correspondentes. Essa prática contribui para demonstrar a consistência dos algoritmos implementados e a adequação dos dados de entrada considerados (TOBIAS, 1980).

Experimentos calorimétricos mais recentes, realizados com elementos combustíveis completos (STUREK e AGRENIUS, 2006; MURPHY e GAULD, 2010), produziram resultados que têm sido utilizados para validação de procedimentos de cálculo modernos (JANG, EBIWONJUMI, *et al.*, 2021), assim como para ampliação dos limites de validade de programas já consolidados (GAULD, ILLAS, *et al.*, 2010).

#### **2.1.3.5 Padronização**

Procedimentos padronizados para a predição da potência de decaimento são frequentemente definidos de modo a produzir resultados deliberadamente conservadores (TOBIAS, 1980). Esse conservadorismo é frequentemente desejável no tratamento de questões de regulação e segurança das instalações.

TOBIAS (1980) notou que as primeiras curvas de decaimento padronizadas eram baseadas em resultados de experimentos com combustível altamente enriquecido (em isótopos físséis) e irradiado sob condições muito específicas, deixando a entender que o emprego dessas curvas seria mais adequado se fosse restrito a cenários semelhantes. Apesar disso, TOBIAS (1980) notou que o uso de curvas padronizadas substituíam métodos de execução mais dispendiosos, e reconheceu que havia circunstâncias em que a uniformização e o conservadorismo associados à sua adoção seriam justificáveis.

A norma ANS-5.1 foi estabelecida em 1979 tendo como base o procedimento para cálculo da potência de decaimento proposto pela *American Nuclear Society* em 1971 (ANSI, 2005). A norma ANS-5.1 tem sido revisada desde então, e aprimoramentos têm sido incorporados com o objetivo de reduzir as incertezas sobre os resultados produzidos. Na edição mais recente (ANSI/ANS-5.1-2014 R2019) são descritos procedimentos para a predição da potência devida ao decaimento de  $^{239}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Np}$  e outros actínídeos, que se aplicam a tempos de decaimento de até  $10^{10}$  s (ANS 5.1-2014 (R2019), 2022).

## 2.2 Calorimetria

### 2.2.1 Conceitos básicos

Calorimetria é a medição de transferências de calor. Transferências de calor estão associadas com variações de energia interna dos corpos. Calor ( $Q$ , [Joule]) é a quantidade de energia transferida na forma de potência térmica ( $\dot{Q}$ , [Watt]) e num dado intervalo de tempo. Calorímetros são instrumentos de medição utilizados em calorimetria (SARGE, HÖHNE e HEMMINGER, 2014).

As transferências de calor são causadas por diferenças de temperatura. A medição de quantidades transferidas de calor, assim como de taxas de transferência de calor (potências), pode ser reduzida à medição de diferenças de temperatura. Dentro de um calorímetro, essas diferenças de temperatura podem ser medidas em função do tempo, ou em função da posição ao longo do caminho pelo qual o calor é transferido (SARGE, HÖHNE e HEMMINGER, 2014).

Calorímetros são frequentemente calibrados por meio da aplicação direta de potência elétrica. Padrões de calibração menos frequentes são reações químicas ou transições de fase precisamente definidas (SARGE, HÖHNE e HEMMINGER, 2014) e fontes radioativas com atividade conhecida (GEIST, SANTI e HYPES, 2020). Esses padrões de calibração por sua vez são certificados com emprego de calorímetros eletricamente calibrados ou eletricamente compensados.

A potência elétrica é preferível como padrão de calibração porque é de fácil aplicação, pode ser medida com grande exatidão e está diretamente ligada ao ampere (A), unidade básica do Sistema Internacional (SI) para a corrente elétrica (SARGE, HÖHNE e HEMMINGER, 2014).

### 2.2.2 Seleção e desenvolvimento de calorímetros

Embora a calorimetria seja praticada desde o século XVIII, SARGE, HÖHNE e HEMMINGER (2014) notaram que a produção comercial de calorímetros é relativamente recente, tendo início reconhecido em meados da década de 1980.

SARGE, HÖHNE e HEMMINGER (2014) descreveram o estado de desenvolvimento da calorimetria de então, assim como da instrumentação associada, e notaram que nas décadas mais recentes a evolução da microeletrônica e da ciência da computação tem tornado possível o desenvolvimento de novos tipos de calorímetros.

SARGE, HÖHNE e HEMMINGER (2014) apresentaram critérios para a seleção de calorímetros, assim como considerações sobre o desenvolvimento de calorímetros com vista a aplicações menos usuais. Foram identificadas as características determinantes da sensibilidade e da linearidade dos calorímetros, assim como dos limites de incerteza que podem ser esperados nos resultados obtidos com seu uso.

### 2.2.3 Calorimetria na caracterização de materiais radioativos

A calorimetria é regularmente empregada na caracterização de materiais radioativos, sendo um método complementar da espectrometria. Os dois métodos são aplicados no controle de salvaguardas<sup>2</sup>, nas diversas etapas do ciclo do combustível nuclear (GEIST, SANTI e HYPES, 2020).

A calorimetria é um método não-destrutivo particularmente eficaz na avaliação quantitativa de material radioativo contido em volumes investigados. Por meio da calorimetria é possível medir o calor gerado por decaimento radioativo de maneira que não depende da geometria do material de interesse nem da sua embalagem. A calorimetria é insensível à blindagem das fontes emissoras de radiação, inclusive à autoblindagem, assim como à distribuição espacial das fontes dentro do volume examinado (BRACKEN, BIDDLE, *et al.*, 2002). Em comparação com outros métodos não-destrutivos, a calorimetria é mais imune a desvios sistemáticos (GEIST, SANTI e HYPES, 2020)

Volumes contendo múltiplos radioisótopos podem ser caracterizados por meio de calorimetria combinada com espectrometria de massa (método destrutivo) ou com espectrometria de radiação gama (método não-destrutivo). Estudos dessa natureza são

---

<sup>2</sup> Controle de salvaguardas nesse contexto é o sistema de políticas, procedimentos e tecnologias desenvolvido com o objetivo de evitar que materiais nucleares com finalidade declaradamente pacífica sejam usados de outra forma (GEIST, SANTI e HYPES, 2020).

referidos como exames calorimétricos. Em ambos os casos a aplicação da calorimetria contribui para a confiabilidade dos resultados (exatidão dos resultados) na medida em que elimina potenciais desvios sistemáticos (GEIST, SANTI e HYPES, 2020).

Na literatura sobre exames calorimétricos são encontrados resultados na faixa de potências que se estende de 0,5 mW a 1 kW, e relatos sobre exame de itens com comprimento de até 61 cm (BRACKEN, BIDDLE, *et al.*, 2002). Em princípio, os limites de escala para um exame calorimétrico são determinados apenas pela margem de segurança contra acidentes de criticalidade<sup>3</sup> e pelo volume disponível na câmara de medição do calorímetro em uso (BRACKEN, BIDDLE, *et al.*, 2002).

Um aspecto desfavorável da calorimetria é o tempo mínimo de medição exigido, tipicamente maior que o tempo exigido por outros métodos não-destrutivos. Embora não tenham efeito sobre a geração de calor no material radioativo, o volume e a massa das embalagens utilizadas são fatores que contribuem para esse tempo de medição estendido (BRACKEN, BIDDLE, *et al.*, 2002).

Uma característica comum aos materiais radioativos é a geração ininterrupta de calor. Por isso GEIST, SANTI e HYPES (2014) consideram que os calorímetros adequados para esses materiais são aqueles em que a temperatura das amostras é controlada. GEIST, SANTI e HYPES (2014) defendem que nesse caso o tipo mais adequado de calorímetro é aquele em que o calor gerado pelas amostras é rejeitado para a vizinhança seguindo um caminho bem definido e com resistência térmica conhecida.

## **2.2.4 Calorímetros para elementos combustíveis**

### **2.2.4.1 PNL (1976)**

O calorímetro PNL (Pacific Northwest Laboratory) foi desenvolvido com vista à determinação da potência de decaimento de elementos combustíveis descarregados de reatores PWR e BWR. Esse projeto atendia a uma demanda do programa National Waste Terminal Storage, que tinha o objetivo de viabilizar o armazenamento definitivo, em formações geológicas profundas, de rejeitos radioativos produzidos em instalações nucleares comerciais (CREER e SHUPE JUNIOR, 1981; BOCH, 1976).

---

<sup>3</sup> A probabilidade de ocorrência de um acidente de criticalidade (indução inadvertida de reações de fissão encadeadas) é medida por meio do fator de multiplicação de nêutrons  $k$ , que deve ser mantido muito menor que a unidade ( $k \ll 1$ ).

Os resultados dos experimentos calorimétricos seriam usados para validar modelos analíticos então disponíveis para a predição da potência de decaimento. Predições desse tipo eram usadas para fundamentar a análise de transferência de calor e o estudo de desempenho das barreiras de contenção do combustível nas condições de armazenamento então previstas (CREER e SHUPE JUNIOR, 1981; BOCH, 1976).

A potência de decaimento era determinada a partir da taxa de condensação do vapor gerado dentro do vaso do calorímetro. O calorímetro era calibrado com emprego de um aquecedor elétrico (CREER e SHUPE JUNIOR, 1981).

Além do vaso de medição, o sistema era composto por um tanque de armazenamento de água, uma bomba de água de alimentação, um condensador de vapor e um sistema de controle e instrumentação. A parede do vaso recebeu blindagem de chumbo para absorver maior parte da radiação gama emitida no combustível irradiado (CREER e SHUPE JUNIOR, 1981).

Os experimentos calorimétricos tinham duração típica de 8 horas. Foram relatados resultados com incertezas de  $\pm 5\%$  para potências entre 0,5 kW e 2,5 kW e com incertezas entre  $\pm 5\%$  e  $\pm 10\%$  para potências entre 0,1 kW e 0,5 kW (CREER e SHUPE JUNIOR, 1981).

#### **2.2.4.2 GE/MORRIS (1981)**

Um conjunto de experimentos calorimétricos foi realizado sob encomenda da companhia Morris Operation, subsidiária da General Electric Hitachi Nuclear Energy, no processo de adesão a um programa que promovia o armazenamento remoto de combustível usado<sup>4</sup> (STRICKLER e DOMAN, 1982). Os experimentos foram realizados na piscina de estocagem de combustível, com emprego de um calorímetro submerso, que foi fabricado especificamente para esse propósito (STRICKLER e DOMAN, 1982).

O vaso do calorímetro era um cilindro de parede dupla, com 4,6 m de altura. O vaso tinha parede interna em liga de aço inoxidável, com 0,41 m de diâmetro, e parede externa em liga de aço carbono. No volume entre as duas paredes foi depositada uma camada de espuma de poliuretano com 6 cm de espessura. Essa camada tinha a função de limitar a

---

<sup>4</sup> O programa Away-From-Reactor Spent Fuel Storage foi conduzido pelo Departamento de Energia (EUA) para tratar da escassez generalizada de espaço para estocagem de combustível usado em instalações nucleares de potência. Essa escassez ameaçava a capacidade de geração de energia no curto prazo e em nível nacional. Como medida de mitigação era prevista a estatização de instalações pré-existentes que pudessem ser adaptadas para armazenar combustível nuclear usado (KING, 1979).

perda de calor da câmara de medição para a água da piscina (STRICKLER e DOMAN, 1982).

Uma estrutura de suporte dentro da câmara de medição facilitava a circulação de água enquanto mantinha a posição do elemento combustível submetido a experimentos. Essa estrutura suportava também quatro termorresistências de platina (RTDs), por meio das quais era medida a temperatura da água.

A temperatura da parede interna do vaso era medida por meio de um RTD, assim como a temperatura externa. A temperatura da água na entrada da câmara de medição era medida por meio de um RTD de precisão, assim como a temperatura da água na saída da câmara.

A circulação de água na câmara de medição era forçada por meio de uma bomba centrífuga. A bomba era acionada por meio de um motor elétrico selado. O torque era transferido por meio de acoplamento magnético (STRICKLER e DOMAN, 1982).

O sistema de controle e instrumentação do calorímetro foi montado na borda da piscina de estocagem. A montagem era composta por um sistema de aquisição de dados, um tanque de calibração, uma bomba de amostragem, uma bomba de purga e um painel de controle de válvulas (STRICKLER e DOMAN, 1982).

A temperatura da água na piscina de estocagem era controlada por meio dos sistemas de resfriamento e filtragem preexistentes (STRICKLER e DOMAN, 1982).

A potência de decaimento podia ser medida em modo de volume fechado. Nesse modo de operação a potência era determinada a partir da variação da temperatura da água na câmara de medição. Nesse caso um experimento completo tinha duração típica de 5 horas (STRICKLER e DOMAN, 1982).

A potência de decaimento podia também ser medida em modo de volume aberto, com circulação de água forçada por bomba. Nesse modo de operação a potência era determinada a partir da vazão medida de água e da diferença  $\Delta T$  entre as temperaturas da água na saída e na entrada do circuito. Os resultados eram registrados quando as indicações de  $\Delta T$  passassem ao menos 1 hora sem apresentar flutuações além dos limites de  $\pm 0,06^\circ\text{C}$ . Um experimento completo nesse modo de medição tinha duração típica de 24 horas (STRICKLER e DOMAN, 1982).

O calorímetro foi calibrado em ambos os modos de medição com emprego de um aquecedor elétrico (STRICKLER e DOMAN, 1982).



Três correções foram consideradas para aumentar a exatidão dos resultados: a perda de potência ao longo dos cabos elétricos do aquecedor; a variação da capacidade térmica do sistema entre as configurações de calibração e de medição propriamente dita; a perda de potência associada com a radiação gama que escapava do volume do calorímetro (STRICKLER e DOMAN, 1982).

Foi elaborado e aprovado um procedimento para teste operacional do calorímetro. Esse procedimento foi executado antes dos experimentos com elementos combustíveis (STRICKLER e DOMAN, 1982).

A potência de decaimento foi medida em quatorze elementos combustíveis, selecionados de modo que os efeitos da razão de queima e do tempo de decaimento pudessem ser estudados (STRICKLER e DOMAN, 1982).

Os resultados brutos foram corrigidos de modo a compensar os efeitos da capacidade térmica conforme o tipo de elemento combustível testado (BWR ou PWR) (STRICKLER e DOMAN, 1982).

Correções foram calculadas para compensar a potência associada com a radiação gama que escapava da câmara de medição. Essas correções variavam em torno de 2,5% da potência medida e foram validadas por meios experimentais (STRICKLER e EGER, 1981).

Os tempos de decaimento dos elementos combustíveis testados variavam entre 4 e 8 anos. Foram relatadas potências de decaimento entre 360 W e 940 W, com incertezas de  $\pm 1\%$  (STRICKLER e DOMAN, 1982).

Os resultados experimentais corrigidos foram comparados com as saídas correspondentes de três modelos preditivos: programa ORIGEN, proposta de norma ANS-5 (1973) e norma ANSI/ANS-5.1 (1979). Na aplicação dos modelos foram considerados o enriquecimento inicial, a densidade média de potência durante a irradiação, a razão de queima do combustível e o tempo de decaimento. Esses dados foram fornecidos pelos operadores das instalações de origem do combustível irradiado. Em todos os casos relatados os desvios entre resultados medidos e calculados ficaram dentro dos limites de -26% e 29% (STRICKLER e DOMAN, 1982).

O calorímetro GE/Morris foi empregado também em experimentos com seis elementos combustíveis descarregados das instalações Monticello Nuclear Generating Plant (BWR), com tempos de decaimento que variavam entre 9 anos e 10 anos. Foram relatadas potências de decaimento entre 46 W e 155 W (MCKINNON, DOMAN, *et al.*, 1986).

### 2.2.4.3 SKB/Clab (2006)

O calorímetro SKB/Clab foi desenvolvido sob encomenda da companhia Svensk Kärnbränslehantering AB, que presta serviços relativos ao armazenamento de combustível usado. Esse calorímetro foi usado nas instalações da central sueca de armazenamento provisório de combustível nuclear irradiado (Clab), para medição da potência de decaimento gerada em elementos combustíveis descarregados de reatores PWR e BWR (MURPHY e GAULD, 2010).

Um dos objetivos primários do programa SKB/Clab era o desenvolvimento de um meio simples e rápido para a determinação da potência de decaimento, que é uma atividade preparatória para a destinação definitiva do combustível irradiado. Também era objetivo do programa a verificação da razão de queima declarada pelos operadores das instalações de origem do combustível, assim como a verificação do tempo de decaimento (STUREK e AGRENIUS, 2006).

O projeto do calorímetro SKB/Clab foi baseado no calorímetro GE/Morris, que está descrito em 2.2.4.2 (MURPHY e GAULD, 2010; STUREK e AGRENIUS, 2006).

O vaso do calorímetro SKB/Clab era um cilindro de parede dupla, com altura de 4,9 m. Uma camada de espuma de poliuretano entre as paredes interna e externa restringia a transferência de calor entre a câmara de medição e o volume de água na piscina de armazenamento (MURPHY e GAULD, 2010).

Um suporte fixo, interno à câmara de medição, tinha a função de manter um elemento combustível de PWR em posição vertical e coincidente com o eixo central do vaso. Para experimentos com elementos de BWR era necessária a instalação de um suporte móvel adicional (MURPHY e GAULD, 2010).

As temperaturas eram medidas por meio de termorresistências do tipo Pt-100. A temperatura da água era medida em oito pontos dentro da câmara. A temperatura da parede interna do vaso era medida em dois pontos, assim como a temperatura da parede externa e a temperatura da água da piscina. A temperatura da água de reposição da câmara era medida em um ponto apenas, assim como a temperatura da água de extravasamento (MURPHY e GAULD, 2010; STUREK e AGRENIUS, 2006).

A potência gerada na câmara de medição era determinada a partir da taxa de variação da temperatura da água. O calorímetro era calibrado com emprego de um aquecedor elétrico que tinha geometria semelhante à de um elemento combustível de BWR (MURPHY e GAULD, 2010; STUREK e AGRENIUS, 2006).

Os resultados calorimétricos foram complementados com a avaliação da potência associada ao escape de radiação gama. A distribuição espacial de radiação nas proximidades do vaso foi levantada por meio de cinco detectores, que eram movimentados verticalmente e em torno da linha central do vaso (MURPHY e GAULD, 2010; STUREK e AGRENIUS, 2006).

Ao longo do ano de 2004 foram realizados experimentos com 84 elementos combustíveis usados, sendo 50 descarregados de reatores BWR e 34 descarregados de reatores PWR (STUREK e AGRENIUS, 2006), com enriquecimento inicial em  $^{235}\text{U}$  que variava entre 2,0% e 3,3% (MURPHY e GAULD, 2010).

Foram relatadas potências de decaimento variando entre 56 W e 692 W (MURPHY e GAULD, 2010). Foram relatadas contribuições devidas ao escape de radiação gama que variavam entre 2% e 3% da potência de decaimento total (MURPHY e GAULD, 2010).

A precisão dos resultados foi determinada para três intervalos de potência: no intervalo em torno de 50 W a incerteza foi estimada em  $\pm 4,5$  W (9%); em torno de 300 W a incerteza foi estimada em  $\pm 8$  W (2,7%); em torno de 900 W a incerteza foi estimada em  $\pm 15,5$  W (1,7%) (MURPHY e GAULD, 2010).

Esses resultados serviram para estender limites de validade do programa computacional SCALE (Oak Ridge National Laboratory) (MURPHY e GAULD, 2010). Esses resultados eram demandados também no processo de validação dos dados de entrada que fundamentavam a análise de segurança do depósito definitivo da Suécia para rejeito nuclear (MURPHY e GAULD, 2010).

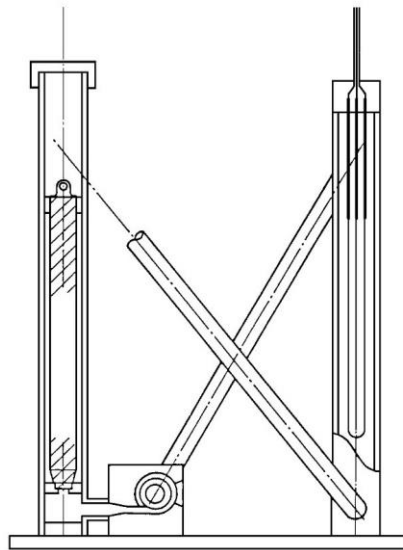
#### **2.2.4.4 JAERI (1988)**

O calorímetro JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute) foi utilizado em experimentos com elementos combustíveis descarregados dos reatores JPDR (Japan Power Demonstration Reactor) e JMTR (Japan Materials Testing Reactor) (MURAKAMI e KOBAYASHI, 1988).

A potência de decaimento foi medida com vista à verificação de cálculos de queima de combustível. Os resultados experimentais serviriam também para subsidiar o projeto de cascos de transporte de combustível, assim como o projeto de uma instalação para armazenamento de combustível irradiado (MURAKAMI e KOBAYASHI, 1988).

O calorímetro JAERI consistia em duas câmaras interconectadas e uma bomba de água de circulação (Figura 2.2). O elemento combustível submetido a experimento era alojado em uma das câmaras, enquanto um aquecedor elétrico de calibração era alojado na outra (MURAKAMI e KOBAYASHI, 1988).

Figura 2.2 – Calorímetro JAERI.



Fonte: esquema adaptado de MURAKAMI E KOBAYASHI (1988).

A transferência de calor na superfície do calorímetro foi descrita por meio da expressão

$$\frac{dT_c}{dt} = a \frac{P - hS(T_c - T_p)}{c\rho V}, \quad (2.1)$$

onde  $T_c$  é a temperatura medida dentro da câmara,  $T_p$  é a temperatura medida fora da câmara,  $P$  é a potência gerada dentro da câmara,  $a$  é uma constante a ser determinada,  $h$  é o coeficiente de transferência de calor,  $S$  é a área total de troca de calor,  $c$  é o calor específico equivalente,  $\rho$  é densidade média e  $V$  é o volume ocupado pelo sistema (MURAKAMI e KOBAYASHI, 1988).

O coeficiente  $h$  e a constante  $a$  foram determinados na calibração do calorímetro. Para isso foi utilizado o aquecedor elétrico interno (MURAKAMI e KOBAYASHI, 1988).

Nos instantes iniciais após a colocação de um elemento combustível ( $t \rightarrow 0$ ), era considerada válida a aproximação

$$T_c = T_p. \quad (2.2)$$

Nesse caso segue da Eq. 2.1 que

$$P|_{t \rightarrow 0} = \frac{dT_c}{dt} \frac{c\rho V}{a}. \quad (2.3)$$

Por outro lado, em regime permanente ( $t \rightarrow \infty$ ) era considerada válida a aproximação

$$\frac{dT_c}{dt} = 0. \quad (2.4)$$

Nesse caso segue da Eq. 2.1 que

$$P|_{t \rightarrow \infty} = hS(T_c - T_p), \quad (2.5)$$

A Eq. 2.3 foi aplicada na análise dos experimentos que envolviam as menores potências de decaimento, e a Eq. 2.5 foi aplicada na análise dos experimentos que envolviam as maiores potências de decaimento (MURAKAMI e KOBAYASHI, 1988).

Os elementos combustíveis submetidos a experimentos apresentavam tempos de decaimento variando entre 3 semanas e 19 anos. Foram relatadas potências de decaimento entre 8 W e 300 W (MURAKAMI e KOBAYASHI, 1988).

A amplitude da variação diária da temperatura da água da piscina foi considerada suficiente para prejudicar a qualidade dos resultados. O cronograma dos experimentos foi definido de modo a controlar a incerteza associada com essa variação (MURAKAMI e KOBAYASHI, 1988).

A aproximação de  $h$  como constante foi considerada causa potencial de erro significativo. De fato, a diferença ( $T_c - T_p$ ) varia na medida em que o sistema passa da condição inicial para o regime permanente, o que modifica as condições de escoamento e implica em variação do coeficiente  $h$  (MURAKAMI e KOBAYASHI, 1988).

Os resultados obtidos a partir da Eq. 2.3 carregam a incerteza associada com  $c$ , que em cada caso dependia inclusive da composição material do elemento submetido a experimento. Por outro lado, a exatidão dos resultados obtidos a partir da Eq. 2.5 é limitada apenas pela qualidade da calibração (determinação de  $h$ ) e pela exatidão na medição de  $T_c$  e  $T_p$  (MURAKAMI e KOBAYASHI, 1988).

Por causa da aproximação de regime permanente (Eq. 2.4), a aplicação da Eq. 2.5 exigia procedimento moroso: foi relatado tempo típico de 24 horas entre o início de cada experimento e a estabilização da temperatura da água na câmara de medição.

O erro que resulta do uso da Eq. 2.4 depende diretamente do calor específico equivalente  $c$ , o que pode ser deduzido a partir da Eq. 2.1. O uso de arranjos experimentais com menor calor específico equivalente foi sugerido como meio para a redução desse erro (MURAKAMI e KOBAYASHI, 1988).

## **2.3 Elementos combustíveis utilizados no reator IEA-R1**

### **2.3.1 Especificações**

Desde 1988 o núcleo do reator IEA-R1 tem sido reabastecido com elementos combustíveis fabricados nas instalações do próprio IPEN (SILVA, SILVA e TERREMOTO, 2009).

Elementos combustíveis do tipo padrão do reator IEA-R1 são fabricados com dezoito placas de combustível, que apresentam revestimento de alumínio e são montadas entre duas placas laterais de suporte (Figura 1.3). As placas de suporte são fixadas por parafusos a um bocal, que tem a função de direcionar o escoamento de água e restringir a movimentação do elemento durante a operação do reator. O bocal e as placas de suporte são fabricados em liga de alumínio (DURAZZO, UMBEHAUN, *et al.*, 2019).

O elemento combustível padrão do reator IEA-R1 tem altura de 873 mm. Na metade da altura a seção reta do elemento apresenta um contorno retangular, com lados de ~76 mm e ~80 mm (IPEN, 1998a).

Nas condições normais de operação do reator, a máxima temperatura tolerada na superfície das placas de combustível é 95°C. Esse limite é estabelecido no relatório de análise de segurança da instalação (IPEN, 1998).

### **2.3.2 Inventário**

O núcleo do reator é composto por vinte elementos combustíveis do tipo padrão e quatro elementos combustíveis com alojamento para barras de controle de reatividade (IPEN, 1998a). Esses elementos combustíveis são substituídos na medida em que sua razão de queima se aproxima de 50%, limite definido no relatório de análise de segurança da

instalação (IPEN, 1998). Os elementos combustíveis descarregados do núcleo são armazenados na zona de estocagem da piscina do reator.

Entre 1998 e 2007, 160 elementos descarregados do reator IEA-R1 tiveram a custódia transferida para o governo dos EUA (IPEN, 2008; IPEN, 1998b). No inventário mais recente a que foi possível ter acesso, a zona de estocagem da piscina do reator continha 55 elementos combustíveis usados (RODRIGUES e FERNANDO, 2019).

Entre elementos na zona de estocagem (55) e no núcleo do reator (24), atualmente são encontrados 79 elementos combustíveis na piscina do reator. A densidade nominal de U é 2,3 g/cm<sup>3</sup> em 31 desses elementos e 3,0 g/cm<sup>3</sup> em 48. O combustível nuclear é do tipo U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>-Al em 32 desses elementos e do tipo U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>-Al em 47 (RODRIGUES e FERNANDO, 2019).

Entre esses 79 elementos, a razão de queima foi estimada abaixo de 10% para treze, maior ou igual a 10% e menor que 20% para sete, maior ou igual a 20% e menor que 30% para sete, maior ou igual a 30% e menor que 40% para 22, maior ou igual a 40% e menor que 50% para trinta (RODRIGUES e FERNANDO, 2019).

### **2.3.3 Caracterização de elementos combustíveis irradiados**

#### **2.3.3.1 Integridade do revestimento**

Os elementos combustíveis em uso no núcleo do reator IEA-R1 são regularmente inspecionados, assim como os elementos combustíveis usados e estocados. A inspeção de elementos combustíveis faz parte da metodologia para qualificação do processo de fabricação (SILVA, SILVA e TERREMOTO, 2009).

A inspeção das superfícies externas dos elementos combustíveis é realizada por meio de câmeras subaquáticas. As imagens obtidas são usadas para subsidiar o estudo do processo de formação de camadas de óxidos (SILVA, TERREMOTO, *et al.*, 2005).

A integridade do revestimento do combustível também é monitorada indiretamente, por meio da análise de amostras da água da piscina do reator. Falhas de revestimento estão frequentemente associadas a aumentos nas concentrações de produtos de fissão na água da piscina. Quando há indicação de falha, os elementos combustíveis são isolados em um compartimento especial, dentro da piscina, onde são examinados individualmente. Eventuais vazamentos de produtos de fissão são confirmados e

quantificados por meio da análise de amostras de água retiradas desse compartimento (*sipping*) (SILVA, TERREMOTO, *et al.*, 2005).

### **2.3.3.2 Espectrometria de radiação gama**

Entre 1995 e 2000, pelo menos trinta elementos combustíveis irradiados no reator IEA-R1 foram examinados por meio de espectrometria de radiação gama (SILVA, TERREMOTO, *et al.*, 2007; TERREMOTO, ZEITUNI, *et al.*, 2000).

Razões de queima de combustível foram determinadas por meio da análise do espectro da radiação gama emitida pelos produtos de fissão acumulados. A distribuição espacial da queima de combustível em cada elemento foi levantada com uso de um colimador especial (SILVA, TERREMOTO, *et al.*, 2007; TERREMOTO, ZEITUNI, *et al.*, 2000).

Esse procedimento foi descontinuado em 2000, em parte por conta das dificuldades de instalação e operação dos equipamentos no saguão da piscina do reator (SILVA, TERREMOTO, *et al.*, 2007). Todos os elementos combustíveis examinados por meio de espectrometria gama nas instalações do reator IEA-R1 foram posteriormente transportados para os EUA (IPEN, 2008).



### **3 MATERIAIS E MÉTODOS**

#### **3.1 Calorímetro IPEN para elementos combustíveis**

Durante a movimentação de elementos combustíveis irradiados no reator IEA-R1 é exigida a manutenção de condições adequadas para a remoção do calor gerado por decaimento. Essa medida tem o objetivo de preservar a integridade estrutural do elemento combustível. É exigida também a aderência às normas e práticas de radioproteção, cujo objetivo é manter a exposição às radiações ionizantes em nível tão baixo quanto possível e razoável. Essas duas exigências são mais facilmente atendidas enquanto os elementos combustíveis forem mantidos dentro da piscina do reator.

O calorímetro IPEN para elementos combustíveis foi desenvolvido para atender às necessidades específicas deste trabalho, observando as exigências de segurança e radioproteção da instalação. Os componentes principais do calorímetro estão descritos na sequência deste texto.

##### **3.1.1 Vaso de medição**

O vaso de medição do calorímetro foi projetado para operar sob uma coluna de água de até 6 m (Figura 3.1). O vaso é dividido ao longo da altura em seções com funções distintas. As paredes laterais da seção inferior foram projetadas para oferecer resistência ao fluxo de calor, por isso apresentam um bolsão anular interno, que é preenchido com ar seco. As paredes dessa seção foram fabricadas em polietileno de alta densidade, material que apresenta baixa condutividade térmica, é facilmente usinável e encontrado a custo acessível.

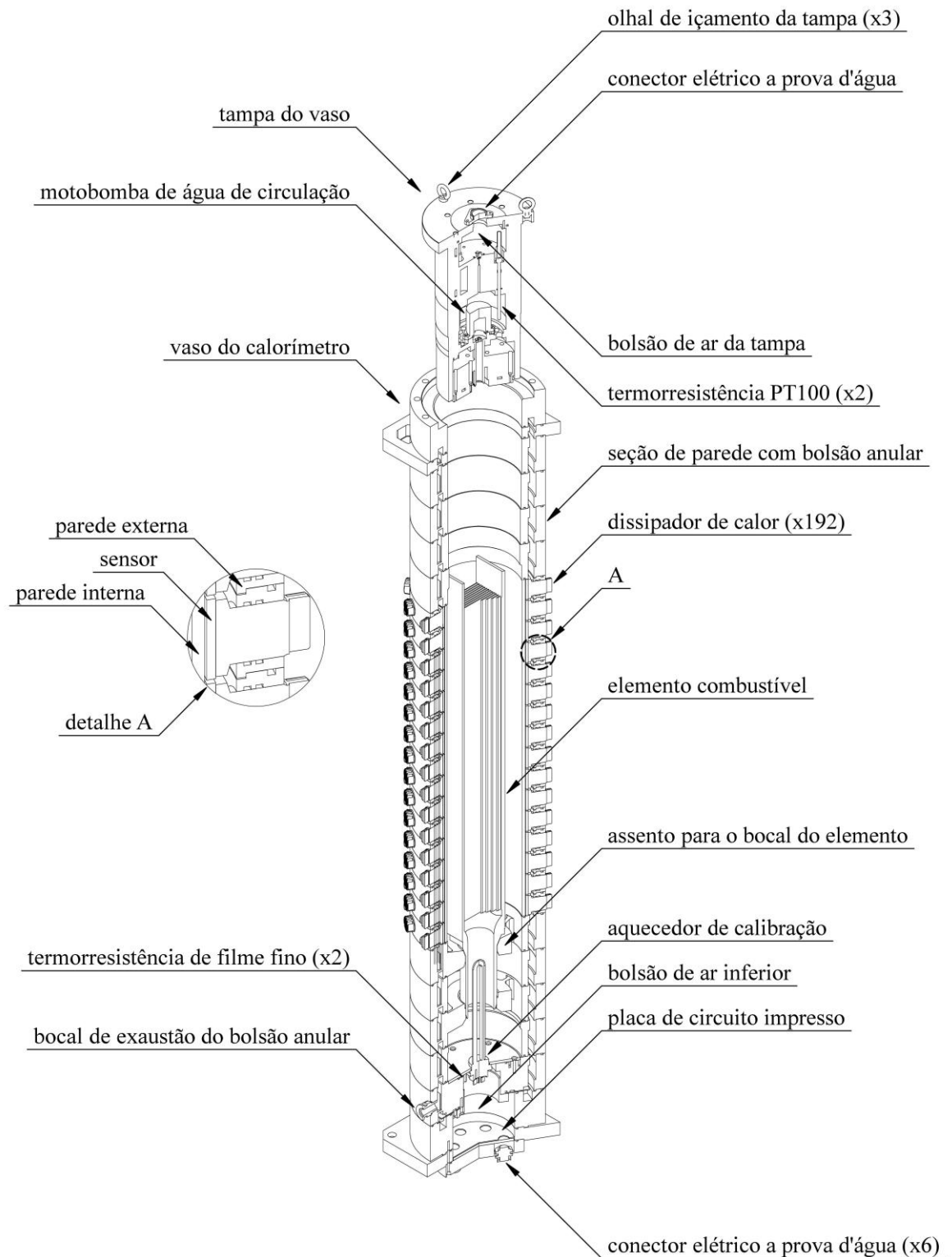
A seção inferior do vaso tem função de suporte mecânico para as conexões elétricas e para o bocal de purga do bolsão anular. Uma placa de circuito impresso, feixes de condutores elétricos, duas termorresistências de filme fino de platina e um aquecedor elétrico de calibração foram alojados internamente ao vaso nessa seção.

Um assento compatível com o bocal do elemento combustível também faz parte da seção inferior do vaso. O peso do elemento combustível submetido a experimento é transferido para esse assento por meio do contato com a superfície lateral externa do bocal, o que evita a obstrução dos canais de escoamento de água.

A seção intermediária do vaso tem função de suporte para os elementos de medição de fluxo de calor, que são módulos termoelétricos semicondutores (NOLAS, SHARP e GOLDSMID, 2013). Um conjunto de 192 módulos foi instalado entre a parede

interna e a parede externa do vaso. Esses módulos constituem parte do caminho de menor resistência para a transferência de calor entre a câmara de medição e a piscina do reator.

Figura 3.1 – Vaso de medição do calorímetro IPEN.



Fonte: autor da tese.

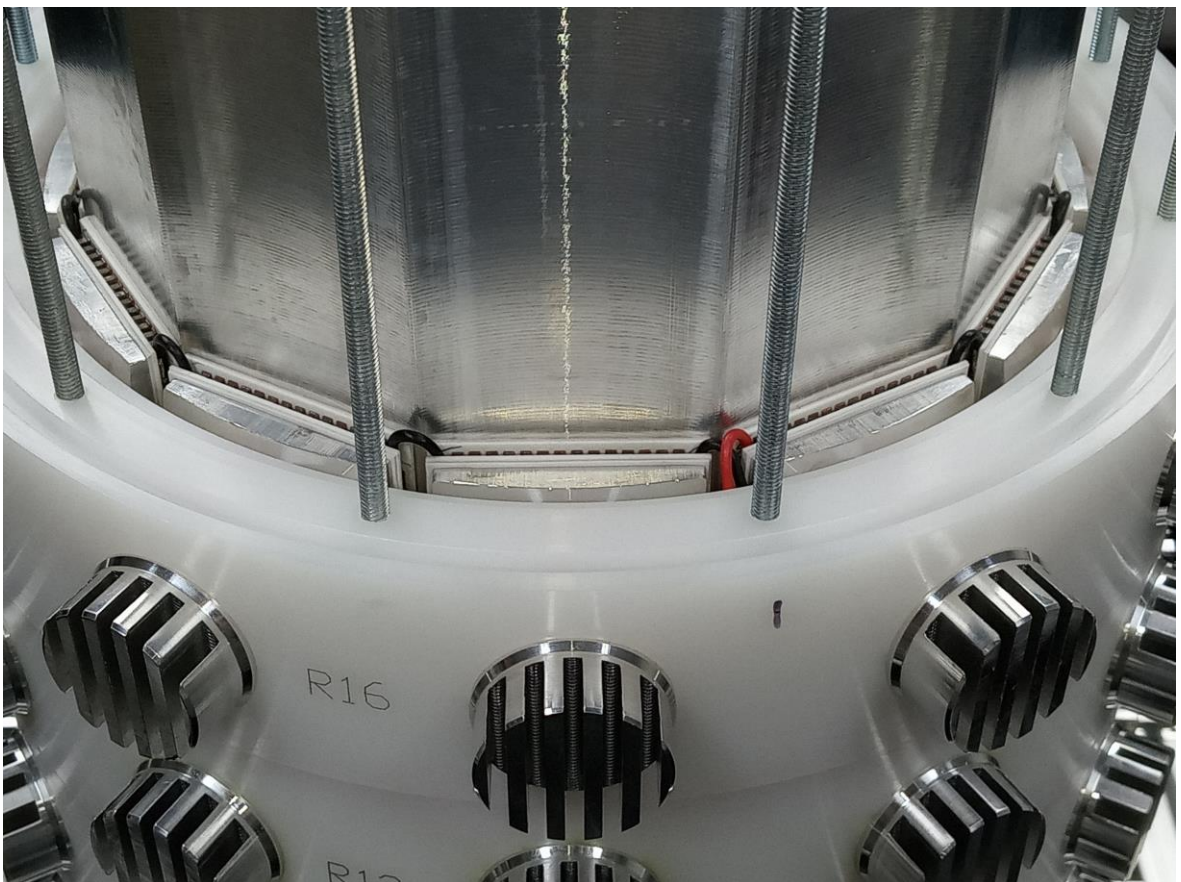
Os módulos termoeétricos foram associados em s rie, formando circuitos com doze elementos (Figura 3.2a). Os m dulos foram instalados em contato t rmico com a se o intermedi ria da parede interna do vaso (Figura 3.2b). Essa se o da parede interna foi fabricada em liga de alum nio e tem a fun o de facilitar a condu o de calor entre a c mara de medi o e a face mais quente dos m dulos termoe tricos.

Figura 3.2 – Imagens registradas durante a montagem do vaso de medi o: a) m dulos termoe tricos associados em s rie e prontos para a instala o; b) (do centro para a periferia) se o da parede interna do vaso, m dulos termoe tricos instalados, dissipadores de calor e se o da parede externa do vaso.

(a)



(b)



Fonte: autor da tese.

Dissipadores de calor com aletas foram montados em contato térmico com os módulos termoeletricos (Figura 3.2b). Os dissipadores são suportados por segmentos da parede externa do vaso e desempenham a função de facilitar a transferência de calor da face mais fria dos módulos para a água da piscina do reator.

Assim como as paredes da seção inferior do vaso, as paredes da seção superior foram projetadas para oferecer resistência ao fluxo de calor.

Faz parte da seção superior do vaso um assento para a tampa do calorímetro. Quando colocada sobre o assento, a tampa restringe o escoamento de água entre a câmara e a piscina ao mesmo tempo em que mantém a pressão equalizada nos dois volumes.

Uma motobomba embutida na tampa do calorímetro é utilizada para forçar a circulação da água na câmara de medição (Figura 3.1). A circulação forçada favorece a homogeneização da temperatura da água e a distribuição uniforme do fluxo de calor entre os módulos termoeletricos, o que tende a favorecer o desempenho do calorímetro.

Bolsões de ar no fundo do calorímetro e no topo da tampa foram projetados com a função de restringir o fluxo de calor através dessas superfícies (Figura 3.1).

A temperatura da água no topo da câmara de medição é monitorada por meio de termorresistências instaladas na tampa do calorímetro. A temperatura da água no fundo da câmara é monitorada por meio de termorresistências instaladas no fundo do vaso.

O bolsão anular do vaso é purgado por meio de uma bomba de vácuo instalada na borda da piscina. O bocal de purga do bolsão é conectado ao bocal de admissão da bomba por meio de uma mangueira flexível.

A câmara de medição do vaso foi projetada para acomodar elementos combustíveis do tipo padrão do reator IEA-R1. A câmara tem volume livre de 0,02 m<sup>3</sup> e capacidade para um único elemento combustível. Em condições de operação a câmara é ocupada com água da piscina do reator.

### **3.1.2 Gabinete de controle**

O gabinete de controle e o vaso de medição estão mostrados na Figura 3.3. No gabinete foram instalados um painel de monitoração e alarme, uma unidade de alimentação de emergência, um computador do tipo PC e um sistema completo de aquisição de dados.

Os instrumentos instalados no vaso de medição são eletricamente conectados ao gabinete de controle por meio de um conjunto de cabos submersíveis.

Os sinais gerados nos módulos termoeletrônicos são transmitidos por meio de dezesseis circuitos elétricos independentes. Os sinais são amostrados por meio de um cartão DAQCard AI 16XE 50 (NATIONAL INSTRUMENTS, 1999), instalado no gabinete de controle. Os sinais amostrados em cada um dos dezesseis circuitos são digitalizados com resolução de 16 bits, numa escala com limites de  $\pm 10$  V.

Figura 3.3 – Vaso de medição do calorímetro (à esquerda) e gabinete de controle (à direita).



Fonte: autor da tese.

Um dos canais do sistema de aquisição de dados é dedicado à medição da tensão aplicada ao aquecedor elétrico de calibração. O uso de um divisor de tensão resistivo permite a medição na faixa de -250 V a 250 V. Em cada ciclo da rede de alimentação (60 Hz) são digitalizadas 512 amostras desse sinal.

Outro canal do sistema é dedicado à medição da corrente elétrica que passa pelo aquecedor de calibração. O uso de um resistor *shunt* de precisão (Vishay VCS301) permite a medição de corrente na faixa de -15 A a 15 A. Em cada ciclo da rede de alimentação são digitalizadas 512 amostras desse sinal.

O circuito elétrico do sistema de aquisição de dados é separado do circuito de alimentação do aquecedor por meio de dois amplificadores isoladores de instrumentação. Essa medida foi adotada com o objetivo de proteger os componentes eletrônicos mais susceptíveis a danos causados por transientes elétricos induzidos.

Outros dois canais do sistema são dedicados à medição da tensão aplicada ao motor da bomba de circulação de água, na faixa de 0 a 25 V, e da corrente que passa pelo motor, na faixa de 0 a 2 A. O circuito elétrico do sistema de aquisição de dados é separado do circuito de alimentação da motobomba por meio de dois amplificadores isoladores.

Os sinais dos voltímetros, amperímetros e termorresistências são amostrados por meio de um cartão DAQCard 6062E (NATIONAL INSTRUMENTS, 2007), também instalado no gabinete de controle. Esses sinais são digitalizados com resolução de 12 bits. Módulos condicionadores de sinais foram instalados num bloco de terminais do tipo NI-SC-2345 (NATIONAL INSTRUMENTS, 2007a). Circuitos de proteção contra transientes elétricos induzidos também foram instalados no gabinete de controle.

Os dois cartões de aquisição de dados são configurados e controlados por meio de aplicativos desenvolvidos sobre a plataforma LabVIEW (National Instruments). As variáveis monitoradas são registradas em meio eletrônico (SSD) em intervalos de 1 s.

### **3.1.3 Bancada auxiliar**

Os equipamentos e instrumentos de suporte à operação do calorímetro foram instalados na borda da piscina do reator, em uma bancada auxiliar.

Os dutos que ligam o vaso de medição ao gabinete de controle são pressurizados com ar seco. Essa medida tem o objetivo de evitar o acúmulo de umidade nos conectores de passagem. A pressão nos dutos é controlada por meio de um regulador instalado na bancada

auxiliar. O funcionamento do sistema de ar comprimido é verificado por meio de um manômetro acoplado ao regulador.

O bolsão de ar nas paredes do vaso também é sujeito ao acúmulo de umidade. O bolsão é purgado por meio de uma bomba de vácuo de diafragma (KNF Neuberger PJ09939 823.3), instalada na bancada auxiliar. Na descarga dessa bomba foi instalada a sonda de um monitor de radiação  $\beta$ - $\gamma$  (Eberline HP-177B). Depois de passar pela sonda, a linha de purga é canalizada para os dutos de exaustão do saguão da piscina.

Alternativamente, o bolsão de ar do vaso pode ser purgado por meio de uma bomba de vácuo mecânica de palhetas (Edwards RV8), também instalada na bancada auxiliar. Nesse caso o isolamento térmico do vaso é mais eficiente, e a medição de potência tende a ser mais imune a desvios sistemáticos (mais exata). Por outro lado, o tempo de preparação para o uso do calorímetro é aumentado em pelo menos três horas.

O bolsão do vaso pode ainda ser pressurizado com ar seco por meio de manobras no conjunto de válvulas instalado na bancada auxiliar. Essa pressurização afeta o desempenho dos instrumentos e impede o uso do calorímetro, mas é um recurso válido para a conservação do equipamento quando são previstos longos intervalos sem operação.

### **3.1.4 Modos de operação**

O calorímetro é operado em um de dois modos: calibração ou medição. No modo de calibração é utilizado um aquecedor elétrico com capacidade nominal de 1000 W. A alimentação desse aquecedor é controlada por meio de um relé de estado sólido. O uso desse dispositivo permite que o aquecedor seja alimentado com potências parciais arbitrárias.

O aquecedor é alimentado por meio de conexão a quatro fios. A potência efetivamente transferida é calculada a partir da tensão medida nos terminais do próprio aquecedor. O resultado obtido é independente da dissipação de potência que ocorre nos demais componentes do circuito.

A potência média transferida ao aquecedor é calculada a cada intervalo de 1 s. O resultado é usado como parâmetro de realimentação num sistema de controle em malha fechada. O ciclo de trabalho do relé de estado sólido é controlado de modo tal que a potência média transferida é mantida tão próxima quanto possível da potência desejada.

O ciclo de aquisição de dados e atualização da malha de controle é sincronizado com o ciclo da rede de distribuição de energia do prédio do reator (60 Hz). O sincronismo é obtido por meio de um módulo eletrônico PLL, instalado no gabinete de controle. O

sincronismo evita erros de temporização no acionamento do relé de estado sólido e contribui para a estabilidade do sistema de controle.

O sistema de controle da alimentação do aquecedor foi implementado por meio de instrumentos virtuais, desenvolvidos sobre a plataforma LabVIEW.

Quando o calorímetro é operado no modo de medição, a alimentação do aquecedor de calibração é inibida por meio de um circuito de proteção implementado com componentes eletromecânicos.

A temperatura da água na câmara de medição é monitorada por meio de duas termopares. O sistema de proteção do calorímetro foi projetado para interromper a alimentação do aquecedor e disparar um alarme sonoro sempre que a temperatura da água exceder o limiar de 60°C. Esse limiar é suficientemente baixo para assegurar a integridade do vaso de medição e suficientemente alto para não comprometer a largura da faixa de operação do calorímetro. O sistema de proteção é composto por dois circuitos redundantes e é independente do sistema de aquisição de dados.

O gabinete de controle pode ser operado remotamente, por meio de conexão de rede local (LAN ou WLAN). Isso inclui o controle do sistema de aquisição de dados e da alimentação do aquecedor de calibração. Como permite a redução do tempo de permanência do operador na borda da piscina, essa funcionalidade contribui para a redução da exposição à radiação ionizante.

### **3.1.5 Limitações intrínsecas**

A medição precisa de potências na faixa de 10 W a 1000 W foi adotada como meta na fase de projeto do calorímetro IPEN. Essa faixa foi escolhida com o objetivo de potencializar a utilidade do calorímetro, tendo em vista as características dos elementos combustíveis disponíveis para experimentação e os recursos disponíveis para a realização do projeto. Não foi possível encontrar alternativa que levasse a aumento significativo do limite superior da faixa de medição sem comprometer o limite inferior. Também não foi possível encontrar alternativa que levasse a redução significativa do limite inferior da faixa sem comprometer o limite superior.

Experimentos calorimétricos com elementos combustíveis frequentemente envolvem transientes lentos e exigem procedimentos de longa duração (STRICKLER e DOMAN, 1982). Embora a resposta do calorímetro IPEN não seja particularmente lenta, o tempo de amostragem exigido em cada experimento completo pode ser maior que 4 horas.



No inventário da piscina do reator (RODRIGUES e FERNANDO, 2019) foram identificados quatorze elementos combustíveis com alojamento para barras de controle (IPEN, 1998a). Elementos desse tipo apresentam geometria incompatível com a câmara de medição, por isso não podem ser experimentados no calorímetro IPEN.

### **3.1.6 Avaliação de segurança**

A realização de experimentos envolvendo elementos combustíveis do reator IEA-R1 é condicionada à aprovação de procedimento específico. O procedimento para uso do calorímetro foi elaborado em colaboração com a equipe de operação do reator. O procedimento foi anexado a uma proposta de atividade experimental, que foi submetida ao Comitê de Avaliação de Segurança do IPEN (PRADO, 2019a).

Essa proposta foi redigida com o objetivo de demonstrar que o uso do calorímetro é seguro com qualquer elemento combustível desde que tenham se passado 10 horas ou mais desde o final da última irradiação. Foi considerado um cenário hipotético conservador, que incluía a operação ininterrupta do reator por 30 dias, em potência máxima (5 MW) e com fator de potência radial limitado a 2,0. A potência de decaimento foi estimada conforme a expressão de Wigner-Way (LEWIS, 2008). Nesse cenário, a máxima potência de decaimento de um único elemento combustível foi estimada em ~2000 W.

A rejeição do calor gerado na câmara de medição do calorímetro ocorre principalmente por condução através da seção intermediária do vaso. A capacidade de rejeição de calor não depende de componentes ativos nem de alimentação externa de energia. Considerando a rejeição de 2000 W, a potência média conduzida por módulo termoelétrico foi estimada em 10,4 W. Como a resistência térmica de cada módulo instalado equivale a ~2°C/W (PRADO, 2015), a diferença média de temperatura entre as faces dos módulos termoelétricos foi estimada em ~21,0°C. Esse resultado é superestimado, já que foram desprezadas as perdas de calor através das paredes de isolamento térmico do vaso.

Supondo que a temperatura da água na piscina do reator não seja maior que 35°C durante a operação do calorímetro, a temperatura máxima da água na câmara de medição foi estimada em 56°C. Dessa forma, no cenário mais restritivo considerado para uso do calorímetro, a temperatura da água na câmara de medição ainda seria suficientemente baixa para garantir a integridade do elemento combustível submetido a experimento. Essa afirmação tem fundamento no relatório de análise de segurança da instalação (IPEN, 1998). De fato, um dos cenários de acidente considerados no relatório de análise de segurança inclui

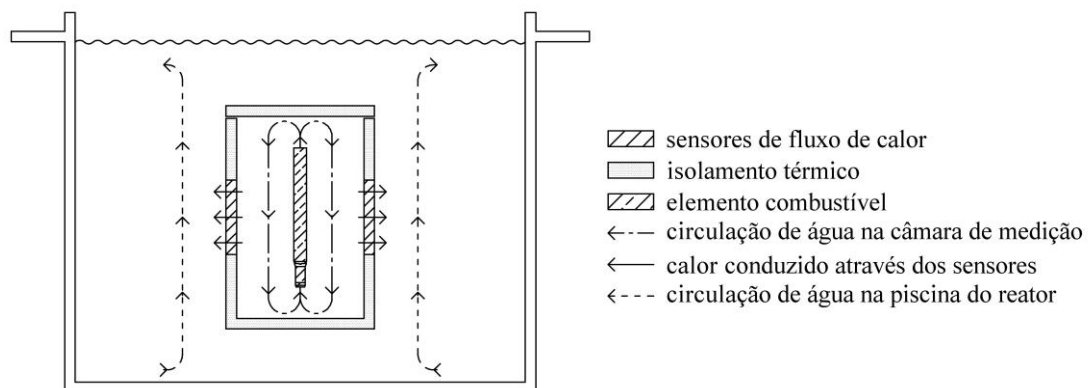
o travamento do eixo da bomba de refrigerante do primário. Nesse cenário a temperatura máxima do refrigerante foi avaliada em 103°C. Segundo a conclusão apresentada, essa temperatura não é suficiente para provocar danos nem ao núcleo do reator nem a outros sistemas da instalação (IPEN, 1998). Assim, a margem de segurança de 47°C verificada entre temperatura considerada segura em cenário de acidente (103°C) e a máxima temperatura estimada para a água na câmara de medição (56°C) foi usada como argumento para descartar a necessidade de uma análise de segurança aprofundada.

O procedimento para uso do calorímetro foi aprovado pelo Comitê de Avaliação de Segurança do IPEN em maio de 2020.

### 3.2 Modelo teórico para o calorímetro IPEN

Na Figura 3.4 é ilustrado o princípio de funcionamento do calorímetro IPEN: a água contida na câmara de medição circula pelo elemento combustível e remove o calor de decaimento; esse calor é transferido para a água da piscina do reator depois de passar através dos elementos de medição (sensores de fluxo de calor).

Figura 3.4 – Funcionamento do calorímetro IPEN para elementos combustíveis.



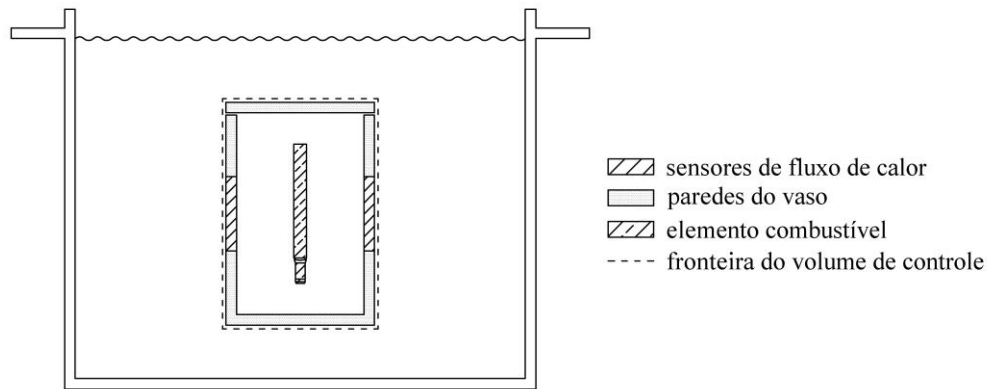
Fonte: autor da tese.

Na Figura 3.5 é mostrado um volume de controle com fronteiras definidas de forma a coincidir com a superfície externa das paredes do vaso do calorímetro. O volume de controle tem como vizinhança a água na piscina do reator. Aplicado a esse volume de controle, o princípio da conservação da energia pode ser expresso pela equação

$$\frac{dE}{dt} = \dot{Q} - \dot{W} + \sum_e \dot{m}_e \left( h_e + \frac{v_e^2}{2} + gz_e \right) - \sum_s \dot{m}_s \left( h_s + \frac{v_s^2}{2} + gz_s \right), \quad (3.1)$$

onde  $E$  é a energia associada ao volume de controle no tempo  $t$ ,  $\dot{Q}$  e  $\dot{W}$  são as taxas de transferência de energia, em forma de calor e trabalho mecânico, respectivamente,  $m$  é a massa do fluido que entra ou sai do volume de controle,  $h$  é sua entalpia específica,  $v$  é sua velocidade e  $z$  é sua altura em relação a uma cota de referência,  $g$  é a aceleração da gravidade, o índice  $e$  é usado para enumerar as entradas do volume de controle e o índice  $s$  é usado para enumerar as saídas do volume de controle (MORAN e SHAPIRO, 2006).

Figura 3.5 – Volume de controle considerado no modelo teórico para o calorímetro.



Fonte: autor da tese.

A tampa do calorímetro é projetada para permitir o lento escoamento de água, para dentro ou para fora da câmara de medição. Essa característica evita a pressurização ou despressurização da câmara, que de outra forma ocorreriam na medida em que a temperatura e a densidade da água sofressem variações.

Desde que a taxa de variação da densidade da água na câmara seja suficientemente baixa para que as vazões de entrada e saída possam ser desprezadas ( $\dot{m}_e \rightarrow 0$ ,  $\dot{m}_s \rightarrow 0$ ), a Eq. 3.1 pode ser simplificada:

$$\frac{dE}{dt} = \dot{Q} - \dot{W} . \quad (3.2)$$

Se a potência associada com a corrente elétrica de amostragem do sistema de aquisição de dados for desprezada, a Eq. 3.2 pode ser reescrita:

$$\frac{dE}{dt} = \dot{Q} + P_b, \quad (3.3)$$

onde  $P_b$  é a potência transferida à motobomba de água de circulação.

Sem perda de generalidade, a Eq. 3.3 pode ser reescrita como

$$\frac{dE}{dt} = P_g + P_a - P_r + P_b, \quad (3.4)$$

onde  $P_g$  é a potência gerada por decaimento de produtos de fissão e ativação e depositada no volume de controle,  $P_a$  é a potência transferida ao aquecedor de calibração e  $P_r$  é a potência rejeitada para a vizinhança.

Antes de prosseguir é importante segregar as duas parcelas de  $P_r$ :

$$P_r = P_f - P_s, \quad (3.5)$$

onde  $P_f$  é a potência rejeitada sem passar pelos sensores de fluxo de calor e  $P_s$  é a potência rejeitada após passar pelos sensores.

No calorímetro IPEN a potência  $P_s$  é medida por meio de módulos termoeletrônicos (Figura 3.6). Um módulo termoeletrônico típico é um dispositivo em que pares de blocos semicondutores do tipo p e do tipo n são conectados de modo a estabelecer um circuito elétrico em série (Figura 3.7).

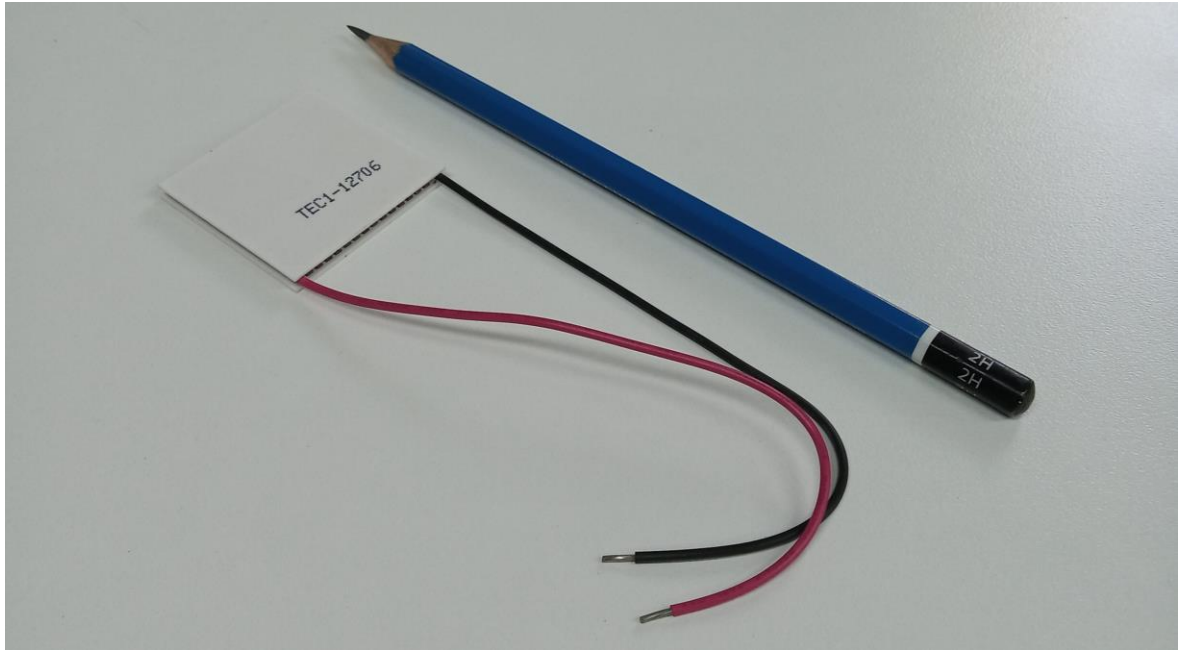
Módulos termoeletrônicos do tipo mostrado na Figuras 3.6 têm a capacidade de gerar diferença de potencial elétrico (ddp) na medida em que são sujeitos a um gradiente de temperatura:

$$V = \alpha n(T_q - T_f), \quad (3.6)$$

onde  $V$  é a ddp medida nos extremos do circuito elétrico do módulo,  $\alpha$  é o coeficiente de Seebeck, característico do par de semicondutores usado,  $n$  é o número de pares associados em série,  $T_q$  é a temperatura na face mais quente e  $T_f$  é a temperatura na face mais fria do módulo (NOLAS, SHARP e GOLDSMID, 2013).

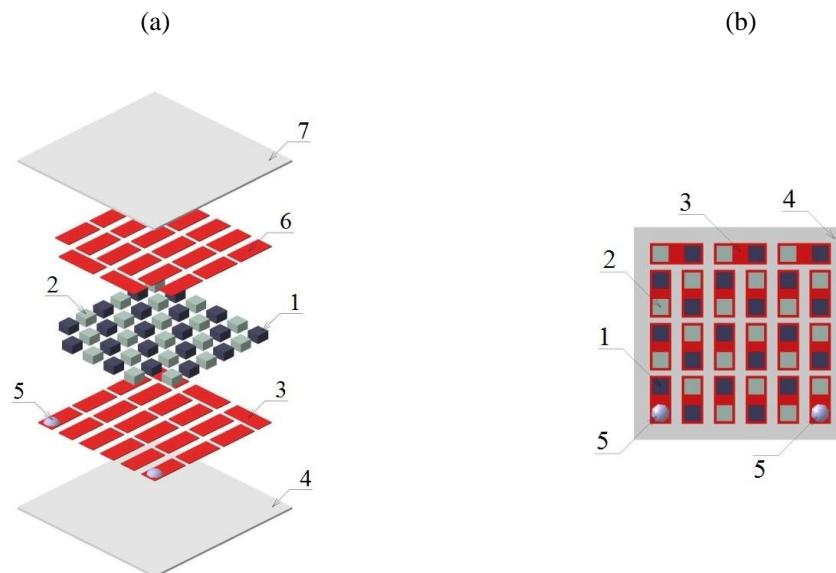
Módulos termoeletrônicos podem receber diferentes designações, entre elas termopilhas de semicondutores, placas de termopares e placas de efeito Peltier. O uso desses dispositivos como elementos de medição em microcalorímetros é prática consolidada pelo menos desde o final dos anos 1990 (WADSÖ, 1997).

Figura 3.6 – Exemplo de módulo termoeétrico do tipo utilizado no calorímetro IPEN.



Fonte: autor da tese.

Figura 3.7 – Módulo termoeétrico típico: (a) vista explodida, com blocos semicondutores do tipo n e do tipo p (1 e 2), trilhas de condutor elétrico (3 e 6), substratos cerâmicos das faces quente e fria (4 e 7) e ilhas de solda para conexão elétrica (5); (b) vista em corte.



Fonte: autor da tese.

O valor absoluto da corrente de amostragem  $I$  drenada ou fornecida pelo cartão de aquisição de dados é extremamente baixo ( $|I| < 10^{-6}$  A) (NATIONAL INSTRUMENTS,

1999). A ddp gerada em cada módulo é sempre menor que 1 V, por isso a potência elétrica dissipada é sempre menor que  $10^{-6}$  W. Se a potência elétrica devida à corrente de amostragem for desprezada, o calor que passa através da face quente de cada módulo pode ser considerado igual ao que passa através da face fria, o que permite escrever

$$(T_q - T_f) = PR_t, \quad (3.7)$$

onde  $P$  é a potência (térmica) conduzida através do módulo, na direção normal às faces quente e fria, e  $R_t$  é a resistência térmica equivalente do módulo.

As Eqs. 3.6 e 3.7 podem ser combinadas para expressar a correlação entre a potência conduzida através do módulo e a ddp gerada:

$$P = \frac{V}{\alpha n R_t}. \quad (3.8)$$

Desde que  $T_q$  e  $T_f$  sejam mantidas numa faixa tal que  $\alpha$  e  $R_t$  possam ser consideradas constantes, a Eq. 3.8 pode ser generalizada e aplicada ao arranjo de módulos termoeletricos instalado no vaso do calorímetro:

$$P_s = \sum_{i=1}^N P_i = \frac{1}{\alpha n R_t} \sum_{i=1}^N V_i = \frac{1}{\alpha n R_t} V_m, \quad (3.9)$$

onde  $N$  é o número de módulos instalados e  $V_m$  é o resultado da soma das ddps geradas em cada um dos módulos.

Usando as Eqs. 3.5 e 3.9, é possível reescrever a Eq. 3.4 como

$$P_g + P_a + P_b = P_f + \frac{1}{\alpha n R_t} V_m + \frac{dE}{dt}, \quad (3.10)$$

A potência  $P_f$  (rejeitada sem passar pelos sensores) é consequência da diferença entre a temperatura da água na câmara de medição e a temperatura da água na superfície externa do vaso. Mas essa diferença de temperaturas é a mesma que dá origem à diferença  $(T_q - T_f)$  na Eq. 3.6. Dessa forma é razoável esperar que  $P_f$  tenha correlação com  $V$  e  $V_m$ , e que possa ser expressa por

$$P_f = p + \sum_{j=1}^M a_j V_m^j = p + a_1 V_m + \sum_{j=2}^M a_j V_m^j = a_1 V_m + r, \quad (3.11)$$

onde  $p$  é a parcela de  $P_f$  que não pode ser expressa como polinômio de  $V_m$  e  $r$  é a parcela de  $P_f$  que não varia proporcionalmente com  $V_m$ .

Agora é possível reescrever Eq. 3.10 substituindo  $P_f$  pelo resultado da Eq. 3.11:

$$P_g + P_a + P_b = \left[ a_1 + \frac{1}{\alpha n R_t} \right] V_m + \frac{dE}{dt} + r = aV_m + \frac{dE}{dt} + r, \quad (3.12)$$

onde  $a$  é uma constante a ser determinada.

A Eq. 3.12 pode ser considerada num intervalo de potências suficientemente estreito para que  $r(V_m)$  possa ser aproximada por uma constante  $b$ :

$$P_g + P_a + P_b = aV_m + \frac{dE}{dt} + b \pm \Delta r, \quad (3.13)$$

onde  $\pm \Delta r$  representa a margem de erro que resulta da última aproximação.

Desde que as variações de temperatura na câmara de medição sejam suficientemente pequenas, é possível considerar a aproximação

$$\frac{dE}{dt} \cong \sum_i m_i c_i \frac{dT_i}{dt}, \quad (3.14)$$

onde o índice  $i$  é usado para enumerar cada uma das regiões que compõem o volume de controle,  $T_i$  é a temperatura,  $c_i$  é o calor específico<sup>5</sup> e  $m_i$  é a massa em cada região.

Se o sistema estiver suficientemente próximo do regime permanente, é possível considerar a aproximação

$$\frac{dT_i}{dt} \cong \frac{d\bar{T}}{dt}, \quad (3.15)$$

onde  $\bar{T}$  é a temperatura média da água na câmara de medição e o termo  $d\bar{T}/dt$  pode ser prontamente calculado a partir da leitura dos instrumentos instalados no vaso.

Em vista da Eq. 3.15, a Eq. 3.14 pode ser reescrita como

$$\frac{dE}{dt} \cong \frac{d\bar{T}}{dt} \sum_i m_i c_i = \frac{d\bar{T}}{dt} C, \quad (3.16)$$

onde  $C$  é a capacidade térmica equivalente do volume de controle, que pode ser considerada constante durante os experimentos.

Agora é possível reescrever a Eq. 3.13 usando o resultado da Eq. 3.16:

---

<sup>5</sup> Os materiais que compõem o sistema foram considerados incompressíveis, por isso  $c_{p,i} = c_{v,i} = c_i$ .

$$P_g + P_a + P_b = aV_m + b + C \frac{d\bar{T}}{dt} \pm \Delta R, \quad (3.17)$$

onde  $\pm \Delta R$  representa a margem de erro que resulta das aproximações consideradas até este ponto.

A capacidade térmica  $C$  na Eq. 3.17 pode ser calculada a partir de dados de projeto ou determinada por meios experimentais. As constantes  $a$  e  $b$  são determinadas durante a calibração do calorímetro.

Quando aplicada numa condição particular tal que a potência gerada na câmara de medição é nula e a temperatura média é mantida constante, a Eq. 3.17 é reduzida a

$$aV_m + b \pm \Delta R = 0, \quad (3.18)$$

Nessa condição não há fluxo de calor através dos sensores, e é possível provar que qualquer  $V_m$  diferente de zero violaria o princípio de conservação da energia. Nesse caso a Eq. 3.18 resulta em

$$b \pm \Delta R = 0. \quad (3.19)$$

Pela Eq. 3.19 é possível constatar que, no caso particular de potência nula e temperatura constante, o valor de  $b$  que minimiza o resíduo absoluto  $|\Delta R|$  é 0. Agora, supondo que essa consideração possa ser estendida para o caso de potências maiores que zero e ainda assim suficientemente baixas, segue da Eq. 3.17 que

$$P_g + P_a + P_b = aV_m + C \frac{d\bar{T}}{dt} \pm \Delta R, \quad (3.20)$$

A Eq. 3.20 é aplicável na base da escala de medição do calorímetro, e seu uso equivale a obrigar que a curva de calibração passe pela origem ( $V_m \propto P_g + P_a + P_b$ ).

### 3.3 Elemento DMPV-01

O elemento DMPV-01, frequentemente chamado elemento *dummy*, é um fac-símile de elemento combustível e não contém material físsil nem produtos de fissão (TORRES, UMBEHAUN e ANDRADE, 2022).

Os procedimentos de calibração do calorímetro foram executados com o elemento DMPV-01 inserido na câmara de medição. Com essa medida foi possível assegurar que as condições de escoamento de água na câmara de medição fossem semelhantes àsquelas



previstas para o modo de medição do calorímetro (com um elemento combustível inserido na câmara).

### 3.4 Elementos combustíveis irradiados

Nos experimentos calorimétricos foram utilizados os elementos combustíveis EC214, EC210 e EC207. Os três elementos apresentam geometria padrão, combustível do tipo  $U_3Si_2-Al$ , e 3,0 g de U por  $cm^3$  de combustível (RODRIGUES e FERNANDO, 2019).

O elemento EC214 foi fabricado com 274,34 g de  $^{235}U$  (IPEN, 2011). Esse elemento foi incorporado ao núcleo do reator em outubro de 2011, na mudança para a configuração 247 (RODRIGUES e FERNANDO, 2019). Na configuração 263 o elemento ocupava a posição 64 da placa matriz do reator (Figura 3.8).

Quando o EC214 foi submetido a experimentos calorimétricos, a queima de combustível declarada pelos operadores era de ~37% em relação à massa inicial de  $^{235}U$  (RODRIGUES, 2022)<sup>6</sup>.

Figura 3.8 – Mapa do núcleo do reator IEA-R1 na configuração 263, com destaque para as posições do EC214 e do EC210. (As posições da placa matriz estão indicadas em itálico, BC é a posição da barra de controle de reatividade, BS1, BS2 e BS3 são as posições das barras de segurança.)

EC218 <i>43</i>	EC224 <i>44</i>	EC216 <i>45</i>	EC234 <i>46</i>	EC231 <i>47</i>
EC239 <i>53</i>	BC EC229 <i>54</i>	EC215 <i>55</i>	BS3 EC242 <i>56</i>	EC217 <i>57</i>
EC236 <i>63</i>	<b>EC214</b> <i>64</i>	<i>65</i>	EC213 <i>66</i>	EC226 <i>67</i>
EC223 <i>73</i>	BS1 EC243 <i>74</i>	<b>EC210</b> <i>75</i>	BS2 EC230 <i>76</i>	EC225 <i>77</i>
EC227 <i>83</i>	EC238 <i>84</i>	EC232 <i>85</i>	EC233 <i>86</i>	EC240 <i>87</i>

Fonte: gráfico elaborado pelo autor da tese, com dados recebidos de FERNANDO (2022)<sup>7</sup>.

<sup>6</sup> Comunicação pessoal, fornecida por RODRIGUES, V. G., São Paulo, 2022.

<sup>7</sup> Comunicação pessoal, fornecida por FERNANDO, A. J., São Paulo, 2022.

O elemento EC210 foi fabricado com 273,11 g de  $^{235}\text{U}$  (IPEN, 2010). Esse elemento foi incorporado ao núcleo do reator em junho de 2011, na mudança para a configuração 246 (RODRIGUES e FERNANDO, 2019). Na configuração 263 o elemento ocupava a posição 75 da placa matriz do reator (Figura 3.8).

Quando o elemento EC210 foi submetido a experimentos calorimétricos, a queima de combustível declarada pelos operadores era de ~43% em relação à massa inicial de  $^{235}\text{U}$  (RODRIGUES, 2022)<sup>6</sup>.

O elemento EC207 foi fabricado com 274,45 g de  $^{235}\text{U}$  (IPEN, 2009). Esse elemento foi incorporado ao núcleo do reator em janeiro de 2011, na mudança para a configuração 245, e foi descarregado definitivamente em dezembro de 2018, na mudança para a configuração 263 (RODRIGUES e FERNANDO, 2019). Em relação à massa inicial de  $^{235}\text{U}$ , a razão de queima final declarada para o elemento EC207 é ~45% (RODRIGUES, 2022)<sup>6</sup>.

### 3.4.1 Predição da potência de decaimento

#### 3.4.1.1 Distribuição radial de potência no núcleo do reator

Conforme relatado por TONDIN (2011), a razão de queima dos elementos combustíveis utilizados no reator IEA-R1 é periodicamente recalculada com emprego da correlação

$$b_i = f_i \cdot E_f \cdot 51,667 \text{ g/GWh}, \quad (3.21)$$

onde  $E_f$  é a energia total gerada por meio de fissão no núcleo do reator,  $f_i$  é o fator de queima relativo ao elemento  $i$  e  $b_i$  é a massa de  $^{235}\text{U}$  consumida no elemento combustível  $i$ , por meio de fissão ou absorção de nêutrons (TERREMOTO, ZEITUNI, *et al.*, 2001).

A energia  $E_f$  correspondente a cada operação do reator é calculada e registrada pelos operadores (MELLO, 2022)<sup>8</sup>. Esse dado foi levantado para cada uma das operações nas configurações 247 a 263 do núcleo (2012 a 2022), conforme resumido na Tabela 3.1.

Com as massas iniciais de  $^{235}\text{U}$ , as razões de queima periodicamente recalculadas para cada elemento<sup>6</sup> e o histórico de geração de energia do reator<sup>8</sup>, a Eq. 3.21 pode ser resolvida para  $f_i$ . Assim a potência gerada por meio de fissão em cada elemento combustível pode ser inferida para cada operação do reator, por meio da expressão

---

<sup>8</sup> Comunicação pessoal, fornecida por MELLO, J. R., São Paulo, 2022.

$$P_i = f_i \cdot P_R, \quad (3.22)$$

onde  $P_R$  é a potência total registrada para cada operação do reator e  $P_i$  é a potência gerada por meio de fissão no elemento combustível  $i$ .

Tabela 3.1 – Energia dissipada no núcleo.

Configuração	Último desligamento	Energia dissipada no núcleo (GWh)
247	15/02/2012	4,1857
248	20/06/2012	3,2833
249	19/12/2012	4,8397
250	22/05/2013	4,7298
251	22/10/2014	5,0213
252	04/03/2015	3,2731
253	01/10/2015	2,3737
254	26/11/2015	0,9715
256	28/04/2016	1,4735
257	28/09/2016	2,8022
258	12/04/2017	2,4454
259	13/09/2017	2,4615
260	07/12/2017	0,9551
261	04/07/2018	2,2016
262	05/12/2018	2,2481
263	17/08/2022	7,7137

Fonte: autor da tese, com dados dos relatórios de operação do reator (MELLO, 2022)<sup>8</sup>.

#### 3.4.1.2 Aplicação da norma ANSI/ANS-5.1-1994

Na norma ANSI/ANS-5.1-1994 são definidos procedimentos para predição da potência de decaimento que resulta das fissões induzidas em  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  e  $^{241}\text{Pu}$  (ANSI/ANS, 1994).

No reator IEA-R1 a maior parte das reações de fissão envolve átomos de  $^{235}\text{U}$ . Já a importância das fissões de  $^{239}\text{Pu}$  varia de acordo a abundância desse isótopo, que pode ser inferida por meio da expressão

$$m_{239} = b_{235} \cdot 0,077420, \quad (3.23)$$

onde  $m_{239}$  é a massa acumulada de  $^{239}\text{Pu}$  e  $b_{235}$  é a massa consumida de  $^{235}\text{U}$  (TERREMOTO, ZEITUNI, *et al.*, 2001).

Considerando um elemento combustível com a máxima razão de queima permitida por especificação (50% em relação à massa inicial de  $^{235}\text{U}$ ), de acordo com a Eq. 3.23 a massa acumulada de  $^{239}\text{Pu}$  corresponderia a 7,8% da massa restante de  $^{235}\text{U}$ . Nesse caso extremo, supondo que as seções de choque de fissão do  $^{235}\text{U}$  e do  $^{239}\text{Pu}$  sejam 585 b e 747 b respectivamente, as fissões de  $^{239}\text{Pu}$  corresponderiam a 9% do total de fissões.

Por meio de análise de sensibilidade foi constatado que a predição da potência de decaimento sofre desvio entre 0 e -1% quando as fissões de  $^{239}\text{Pu}$  variam de 0 a 9% do total de fissões. Em vista disso as fissões de  $^{239}\text{Pu}$  foram desprezadas na predição da potência de decaimento.

Como a formação de  $^{241}\text{Pu}$  resulta de múltiplas reações de captura de nêutrons, a massa acumulada desse isótopo é ainda menor que a de  $^{239}\text{Pu}$ . Por isso não é esperado que as fissões de  $^{241}\text{Pu}$  tenham impacto significativo na predição da potência de decaimento, e sua contribuição também foi desprezada.

Para avaliar importância das fissões de  $^{238}\text{U}$  é conveniente definir o fator de fissão rápida:

$$\varepsilon = \frac{n}{n_t}, \quad (3.24)$$

onde  $n$  é o número total de nêutrons produzidos por fissão e  $n_t$  é o número de nêutrons produzidos por fissões térmicas.

Supondo que o número médio de nêutrons gerados por fissão térmica de  $^{235}\text{U}$  seja 2,4 e que o número médio de nêutrons gerados por fissão rápida de  $^{238}\text{U}$  seja 2,8, por meio de análise de sensibilidade foi constatado que a predição da potência de decaimento varia entre -2% e 2% quando  $\varepsilon$  varia de 1,003 a 1,200, que são valores extremos encontrados na literatura sobre reatores a água leve. Em vista disso a predição foi considerada pouco sensível a variações de  $\varepsilon$ .

Supondo então que no caso do reator IEA-R1 o valor típico de 1,1 seja adequado como aproximação para  $\varepsilon$ , é possível estimar que as fissões de  $^{238}\text{U}$  representam 8% do total de fissões. Os 92% restantes foram atribuídos a fissões de  $^{235}\text{U}$ .

Uma vez estimadas as importâncias relativas das fissões em  $^{235}\text{U}$  e  $^{238}\text{U}$ , recuperando o histórico de potência do reator e os fatores de queima conforme descrito no Item 3.4.1.1 é possível estimar o número médio de fissões ocorridas por unidade de tempo

em cada elemento combustível e em cada uma das operações do reator. Esse é o principal dado requerido na predição da potência de decaimento conforme a norma ANSI/ANS 5.1.

O procedimento ANSI/ANS 5.1 para cálculo da potência de decaimento foi implementado sobre a plataforma Matlab. A potência de decaimento ([MeV/s]) associada com cada operação do reator é calculada em função do tempo desde a irradiação, da duração da operação e do número de fissões ocorridas por unidade de tempo. A energia de 202,2 MeV foi adotada nos cálculos como energia média recuperável por fissão térmica de  $^{235}\text{U}$  e a energia de 205,5 MeV foi adotada como energia média recuperável por fissão rápida de  $^{238}\text{U}$  (GAULD e MURPHY, 2010).

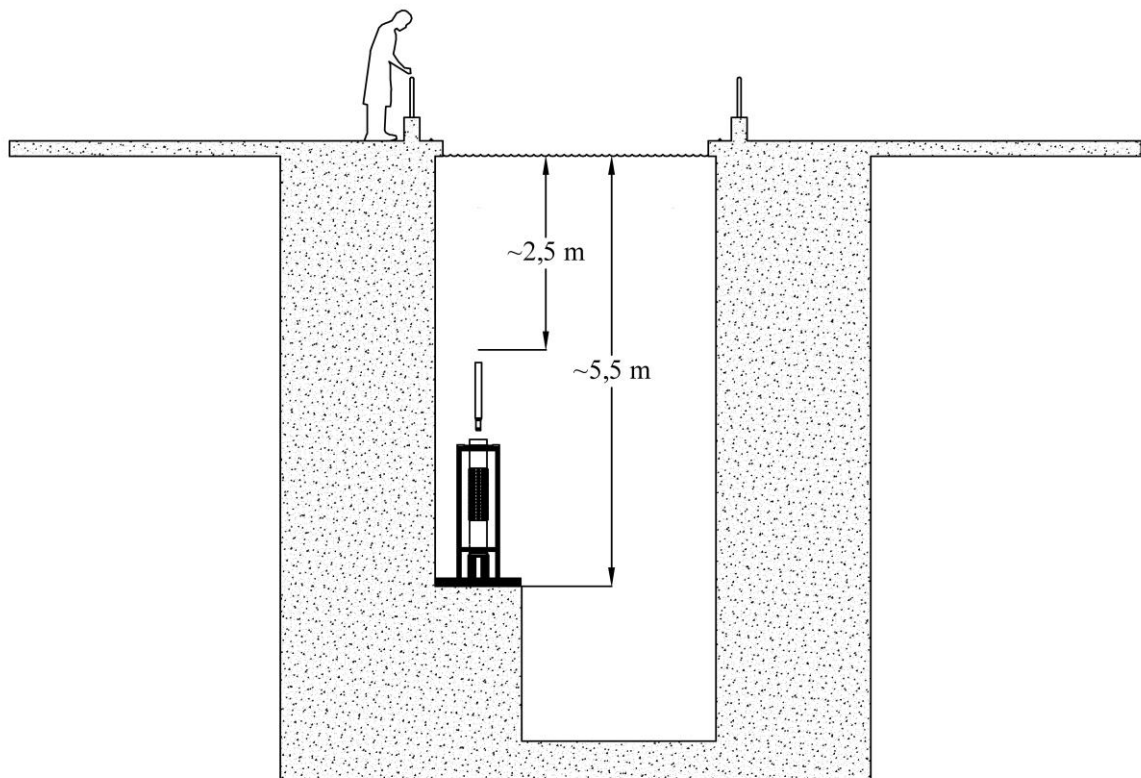
## 4 RESULTADOS

### 4.1 Instalação e calibração do calorímetro

#### 4.1.1 Instalação do calorímetro

O vaso do calorímetro foi instalado na piscina do reator, numa profundidade de ~5,5 m (Figura 4.1). A piscina do reator contém ~272 m<sup>3</sup> de água, cuja temperatura é controlada por meio de trocadores de calor e torres de resfriamento (IPEN, 1998a).

Figura 4.1 – Instalação do vaso do calorímetro na piscina do reator IEA-R1.



Fonte: autor da tese.

O vaso do calorímetro foi instalado a ~4 m do núcleo do reator. Essa distância foi considerada suficiente para evitar que a radiação emitida durante a operação do reator causasse alterações significativas nas propriedades dos componentes do vaso.

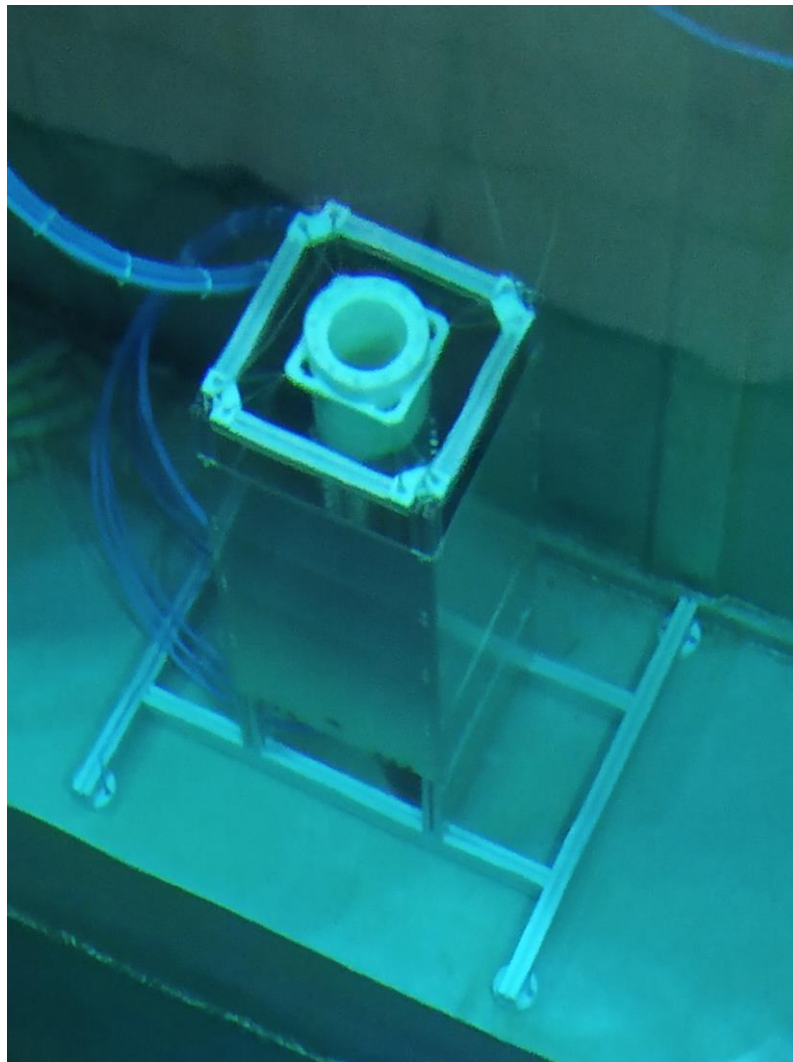
Elementos combustíveis movimentados para dentro ou para fora do calorímetro são mantidos sob uma coluna de água de pelo menos 2,5 m de altura (Figura 4.1). A

intensidade da radiação emitida nos elementos é significativamente atenuada ao atravessar essa camada de água. Isso contribui para limitar a exposição dos operadores à radiação.

Uma estrutura de suporte para o vaso do calorímetro foi fabricada com perfis de alumínio (Figura 4.2). A estrutura foi projetada para garantir um centro de gravidade estável para o conjunto.

Uma estrutura de proteção em alumínio foi instalada em torno do vaso do calorímetro (Figura 4.2). Essa medida foi adotada com o objetivo de garantir a livre circulação de água em torno dos dissipadores de calor. Com essa medida ficou também afastada a possibilidade de colisão inadvertida com o vaso do calorímetro durante a movimentação de objetos estranhos aos experimentos.

Figura 4.2 – Estrutura de suporte (perfis de alumínio projetados horizontalmente, na base da montagem) e estrutura de proteção do vaso do calorímetro (chapas de alumínio cobrindo as quatro faces laterais).



Fonte: autor da tese.

O gabinete de controle do calorímetro foi instalado no saguão da piscina do reator. O sistema de ar condicionado do saguão é ativado sob demanda, e nem sempre esteve disponível. Efetivamente, não foi possível controlar a temperatura e a umidade do ar no ambiente.

Todas as atividades que envolveram a operação do calorímetro foram executadas com o reator em estado desligado.

#### 4.1.2 Calibração dos canais de instrumentação

Os canais de instrumentação utilizados para medição de tensão ou corrente elétrica foram calibrados com emprego de um multímetro digital de precisão Fluke 8846A. Os parâmetros de ganho e compensação de *offset* foram ajustados para cada canal de modo a anular potenciais distorções devidas ao uso de amplificadores isoladores.

A temperatura da água na câmara de medição do calorímetro é medida por meio de duas termorresistências do tipo Pt-100 e com classe A de precisão. A corrente de excitação das termorresistências é suprida por módulos SCC-RTD01 (NATIONAL INSTRUMENTS, 2006). A resposta dos módulos SCC-RTD01 foi verificada para o intervalo de resistências que corresponde à faixa de temperaturas de 0°C a 100°C. Nesse procedimento foram empregadas uma década resistiva e uma ponte termométrica de precisão Automatic Systems Laboratories F700.

#### 4.1.3 Constantes de calibração do calorímetro

Neste ponto é conveniente reescrever a Eq. 3.17 introduzindo a variável  $P_c$ :

$$P_c = P_g + P_a + P_b - C \frac{d\bar{T}}{dt} = aV_m + b \pm \Delta R. \quad (4.1)$$

Durante o procedimento de calibração com fonte elétrica de potência,  $P_g = 0$  na Eq. 4.1.

##### 4.1.3.1 Potência acima de 100 W

A curva de calibração válida para potências acima de 100 W foi determinada com emprego do aquecedor elétrico instalado na câmara de medição. Para isso o aquecedor foi alimentado com potência controlada em níveis discretos. Amostras dos canais de instrumentação foram tomadas em intervalos de 1 s. Os dados foram registrados em meio



eletrônico, em formato de texto tabulado. Os resultados obtidos nesse procedimento estão resumidos na Tabela 4.1.

Tabela 4.1 – Levantamento da curva de calibração válida para potências acima de 100 W.

$P_a + P_b$	$V_m$	$\Delta\bar{T}/\Delta t$	$C\Delta\bar{T}/\Delta t$	$P_c$
Potência aplicada	ddp total	Variação de temperatura	Variação de energia interna	Potência de calibração
medida	medida	medida	calculada	calculada
[W]	[V]	[°C/s]	[W]	[W]
$100,0 \pm 0,2$	$4,636 \pm 0,002$	$(-3 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$-0,3 \pm 0,2$	$100,3 \pm 0,2$
$200,0 \pm 0,4$	$9,133 \pm 0,002$	$(8 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$0,7 \pm 0,2$	$199,3 \pm 0,4$
$300,0 \pm 0,5$	$13,614 \pm 0,002$	$(1,4 \pm 0,2) \cdot 10^{-5}$	$1,3 \pm 0,2$	$298,7 \pm 0,6$
$400,0 \pm 0,7$	$18,133 \pm 0,003$	$(1,4 \pm 0,2) \cdot 10^{-5}$	$1,2 \pm 0,2$	$398,8 \pm 0,7$
$500,0 \pm 0,9$	$22,657 \pm 0,003$	$(1,2 \pm 0,2) \cdot 10^{-5}$	$1,1 \pm 0,2$	$498,9 \pm 0,9$
$600 \pm 1$	$27,201 \pm 0,005$	$(-8 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$-0,7 \pm 0,2$	$601 \pm 1$

Fonte: autor da tese.

Em cada ponto de calibração mostrado na Tabela 4.1 a potência aplicada corresponde à soma da potência transferida ao aquecedor elétrico com a potência transferida à motobomba de água de circulação, o que está de acordo com a Eq. 4.1.

Como o motor da bomba de circulação também fica dentro da câmara de medição, a potência transferida à motobomba é integralmente transferida para a água da câmara, em parte na forma de energia cinética, convertida por meio da bomba, em parte na forma de calor, gerado por meio das ineficiências. Por isso a validade da Eq. 4.1 independe da eficiência da motobomba.

A potência aplicada, a ddp total gerada e a variação de temperatura da água atribuídas a cada ponto de calibração são as médias calculadas sobre intervalos de 3600 s. Nesse cálculo foram excluídos os primeiros minutos após cada degrau de potência.

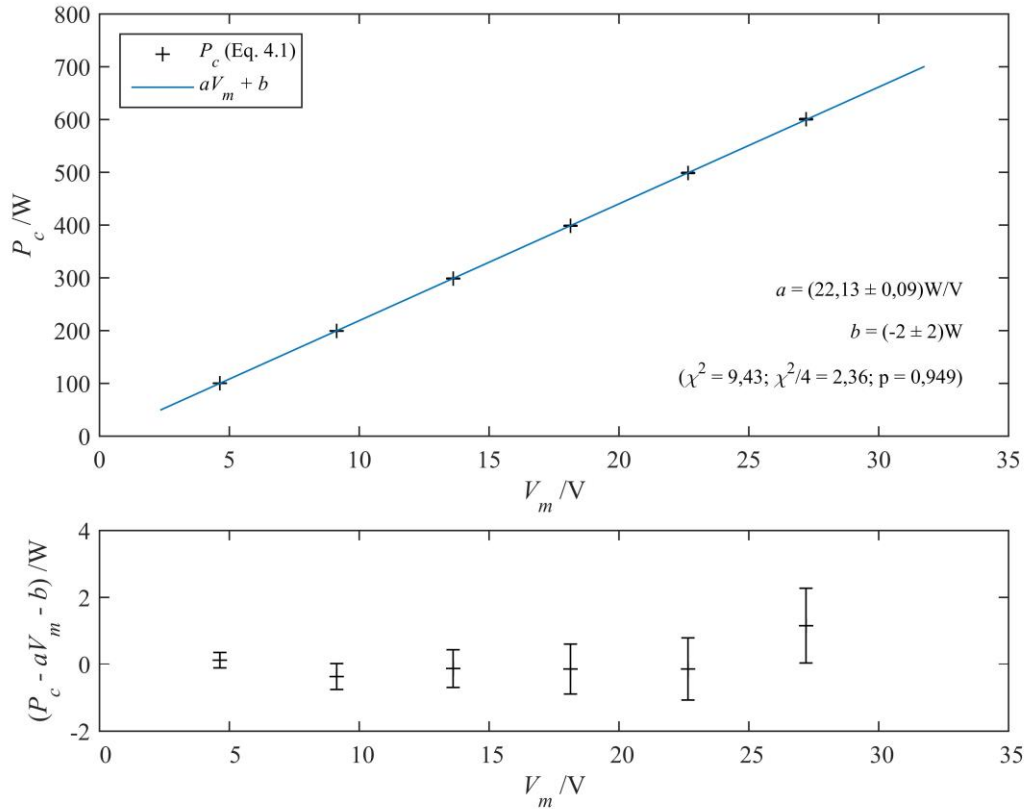
A variação de energia interna foi calculada a partir da capacidade térmica  $C$  e da variação média de temperatura da água na câmara de medição. A potência de calibração  $P_c$  foi calculada conforme a Eq. 4.1.

Na Figura 4.3 é mostrado o resultado do ajuste dos pontos de calibração conforme o modelo expresso pela Eq. 4.1. Os coeficientes da reta de ajuste foram determinados por método de mínimos quadrados:

$$a = (22,13 \pm 0,09) \text{ W/V}, \quad (4.2)$$

$$b = (-2 \pm 2) \text{ W.} \quad (4.3)$$

Figura 4.3 – Ajuste da curva de calibração válida para potências acima de 100 W.



Fonte: autor da tese.

#### 4.1.3.2 Potência até 100 W

A curva de calibração válida para potências até 100 W também foi determinada com emprego do aquecedor elétrico. Os resultados apresentados na Tabela 4.2 foram obtidos por meio de procedimento análogo ao descrito no item 4.1.3.1.

Na Tabela 4.2, a potência  $P_c$  calculada para o caso de potência externa nula ( $P_c = 0,8 \text{ W}$ ) é devida à falta de equilíbrio térmico entre a água da câmara de medição e a água da piscina do reator. Isso é consequência da variação da temperatura da água na piscina, que é uma ocorrência típica nos intervalos entre as operações do reator IEA-R1.

Na Figura 4.4 é mostrado o resultado do ajuste dos pontos de calibração conforme o modelo expresso pela Eq. 4.1. Os coeficientes da reta de ajuste foram determinados por método de mínimos quadrados:

$$a = (21,55 \pm 0,06) \text{ W/V,} \quad (4.4)$$

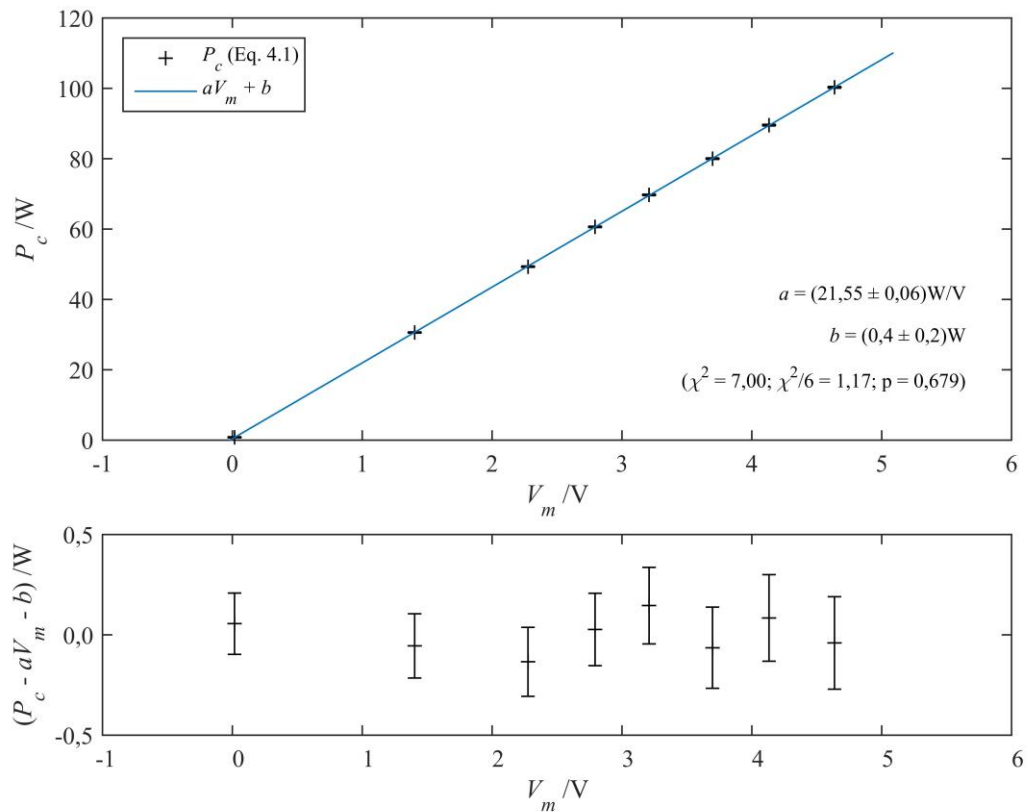
$$b = (0,4 \pm 0,2) \text{ W.} \quad (4.5)$$

Tabela 4.2 – Levantamento da curva de calibração válida para potências até 100 W.

$P_a + P_b$	$V_m$	$\Delta\bar{T}/\Delta t$	$C\Delta\bar{T}/\Delta t$	$P_c$
Potência aplicada	ddp total	Varição de temperatura	Varição de energia interna	Potência de calibração
medida	medida	medida	calculada	calculada
[W]	[V]	[°C/s]	[W]	[W]
$0,00 \pm 0,01$	$0,016 \pm 0,001$	$(-9 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$-0,8 \pm 0,2$	$0,8 \pm 0,2$
$30,00 \pm 0,05$	$1,404 \pm 0,001$	$(-7 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$-0,6 \pm 0,2$	$30,6 \pm 0,2$
$50,01 \pm 0,08$	$2,276 \pm 0,002$	$(8 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$0,7 \pm 0,2$	$49,3 \pm 0,2$
$60,0 \pm 0,1$	$2,793 \pm 0,001$	$(-7 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$-0,6 \pm 0,2$	$60,6 \pm 0,2$
$70,0 \pm 0,1$	$3,209 \pm 0,002$	$(3 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$0,3 \pm 0,2$	$69,7 \pm 0,2$
$80,0 \pm 0,1$	$3,697 \pm 0,001$	$(0 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$0,0 \pm 0,2$	$80,2 \pm 0,2$
$90,0 \pm 0,1$	$4,132 \pm 0,002$	$(5 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$0,5 \pm 0,2$	$89,5 \pm 0,2$
$100,0 \pm 0,2$	$4,636 \pm 0,002$	$(-3 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$-0,3 \pm 0,2$	$100,3 \pm 0,2$

Fonte: autor da tese.

Figura 4.4 – Ajuste da curva de calibração válida para potências até 100 W.



Fonte: autor da tese.

#### 4.1.4 Análise de incertezas

##### 4.1.4.1 Potência aplicada durante a calibração

A tensão aplicada ao aquecedor é alternada (60 Hz), assim como a corrente que passa pelo circuito. A amostragem dos sinais de entrada é sincronizada com a rede de alimentação de energia do prédio do reator. Para cada intervalo correspondente a um ciclo da rede são digitalizadas 512 amostras de tensão e corrente.

A potência média aplicada ao aquecedor foi calculada para cada intervalo de 1 s, por meio da integração numérica da potência instantânea,  $P(t) = V(t) \cdot I(t)$ , com uso da regra do trapézio (SIMMONS, 1995). O algoritmo para cálculo da potência média foi implementado sobre a plataforma LabVIEW.

A forma aproximadamente sinusoidal dos sinais de tensão e corrente contribui para a exatidão da integração pela regra do trapézio, assim como número abundante de amostras tomadas por ciclo. Em vista disso, a incerteza associada com a integração numérica foi desprezada.

A potência transferida à motobomba de circulação foi determinada a partir das amostras digitalizadas de tensão e da corrente. A motobomba foi alimentada com corrente contínua, por isso a potência foi considerada equivalente ao produto da tensão média pela corrente média. A potência média aplicada foi calculada para cada intervalo de 1 s.

Na Tabela 4.3 estão listados os fatores que contribuem para as incertezas associadas ao cálculo das potências aplicadas ao aquecedor de calibração e à motobomba de circulação. As contribuições foram calculadas considerando que a temperatura do ar no saguão da piscina do reator varia entre a mínima de 18°C e a máxima de 30°C.

Tabela 4.3 – Incertezas associadas às potências aplicadas ao aquecedor de calibração e à motobomba de circulação.

Origem	Tipo	Aquecedor	Motobomba
Coeficientes de temperatura ( <i>offset</i> e ganho NI-DAQCard)	aleatória	±0,2%	±0,2%
Tolerância dos padrões de V e A (Fluke 8846A)	sistemática	±0,2%	±0,1%
Coeficientes de temperatura (resistor <i>shunt</i> e amplificador de sinal)	aleatória	±0,01%	±0,02%
Incertezas resultantes		±0,5%	±0,3%

Fonte: autor da tese.

As maiores contribuições para as incertezas resultantes são devidas às variações de *offset* e ganho dos circuitos eletrônicos do sistema de aquisição de dados. Essas são

seguidas pelas contribuições devidas à tolerância de calibração do multímetro Fluke 8846A, que foi utilizado durante a calibração dos canais analógicos do sistema. As variações de resistência dos resistores *shunt* (resistores de prova para medição de corrente) contribuem menos significativamente para as incertezas resultantes.

As variações de resistência dos divisores de tensão (resistores de prova para medição de tensão) não contribuem significativamente para as incertezas resultantes, assim como os erros de conversão analógico-digital a 12 bits.

#### 4.1.4.2 Capacidade térmica do sistema

A capacidade térmica de projeto  $C_{proj}$  foi estimada a partir de dados de projeto do calorímetro (Figura 3.1) e do elemento DMPV-01 (TORRES, UMBEHAUN e ANDRADE, 2022; IPEN, 1998a). Esse resultado foi utilizado na determinação das constantes de calibração do calorímetro (Item 4.1.3). A capacidade térmica do sistema foi determinada também por meios experimentais. Para isso foi avaliada a variação da temperatura da água na câmara de medição, na ausência de fontes internas de calor.

A partir do instante em que o reator é ligado, a temperatura da água da piscina tende a subir até que o sistema de resfriamento do circuito primário entre em regime permanente. Desde que não haja geração de potência internamente ao vaso do calorímetro, a água da câmara de medição tende a entrar em equilíbrio térmico com a água da piscina do reator. Depois que o reator é desligado, a temperatura da água da piscina passa a descer. Nesse estágio a água da câmara de medição tende a ceder calor para a piscina. Agora, considerando a Eq. 4.1 e levando em conta que neste caso  $P_g$  e  $P_b$  são nulos,

$$P = -C \frac{dT}{dt}, \quad (4.6)$$

onde  $C$  é a capacidade térmica do volume cujas fronteiras são definidas conforme a Figura 3.5,  $T$  é a média entre a temperatura medida no topo da câmara de medição e a temperatura medida no fundo da câmara e  $P$  é a potência cedida durante o resfriamento da piscina do reator.

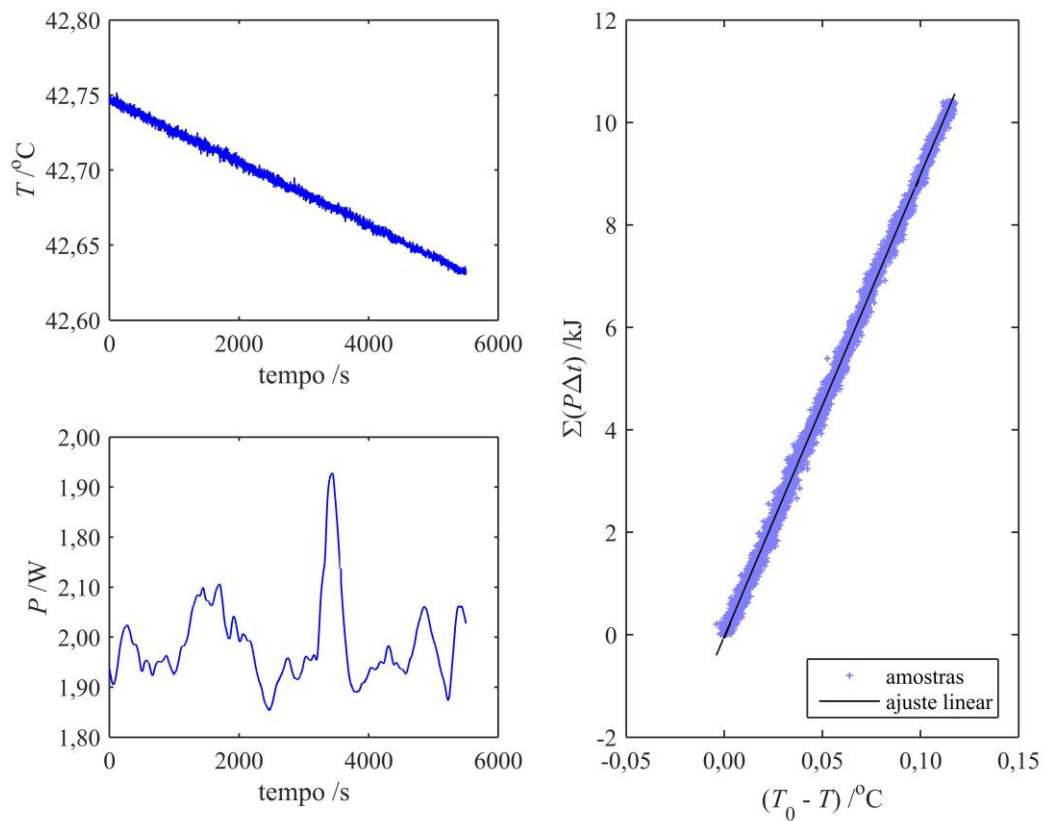
Para determinar a capacidade térmica  $C$  a partir das séries numéricas que representam  $P$  e  $T$  é conveniente integrar os dois lados da Eq. 4.6:

$$\int_0^{t_i} P dt = C(T_0 - T_i) \cong \sum_1^i P_i \Delta t, \quad (4.7)$$

onde  $T_0$  é a temperatura média no instante inicial da série,  $T_i$  e  $P_i$  são a temperatura média e a potência cedida no instante que corresponde à  $i$ -ésima amostra de cada série e  $\Delta t$  é o intervalo de tempo entre amostras consecutivas.

A temperatura média  $T$  da água na câmara de medição está representada na Figura 4.5, assim como a potência  $P$  cedida para a piscina no mesmo intervalo de tempo.

Figura 4.5 – Dados registrados durante o resfriamento da piscina do reator.



Fonte: autor da tese.

Uma reta foi ajustada aos pares  $(T_0 - T_i, \Sigma P_i \Delta t)$ , que também estão representados como uma série na Figura 4.5. Por inspeção da Eq. 4.7,  $C$  corresponde ao coeficiente de inclinação dessa reta de ajuste:

$$C = (90 \pm 9) \text{ kJ/K.} \quad (4.8)$$

A incerteza no resultado da Eq. 4.8 é devida sobretudo à baixa precisão na determinação da potência cedida,  $P = (2,0 \pm 0,2) \text{ W}$ . Esse alto erro relativo é esperado na base da escala de medição do calorímetro.

A incerteza na Eq. 4.8 é propagada sistematicamente para as constantes de calibração (Eq. 4.1). Essa incerteza não afetou significativamente os resultados apresentados nas Eqs. 4.2 a 4.5 porque os dados mostrados nas Tabelas 4.1 e 4.2 foram obtidos em condições próximas às de regime permanente ( $|dT/dt| < 10^{-4} \text{°C/s}$ ).

A determinação experimental de  $C$  conforme a Eq. 4.8 foi considerada suficiente para validar os cálculos baseados em dados de projeto: para  $T = 43 \text{°C}$ ,  $C_{proj}$  foi calculada em 90,0 kJ/K. Em vista disso a reiteração do procedimento para determinação das constantes de calibração (Item 4.1.3) foi considerada desnecessária.

#### 4.1.4.3 Temperatura da água e ddp total gerada

A incerteza em relação à temperatura da água na câmara de medição é devida sobretudo às flutuações na temperatura do ar no saguão da piscina do reator, onde foi instalado o gabinete de controle do calorímetro. Essa parcela de incerteza é propagada por meio de variações de *offset* e ganho nos módulos do sistema de aquisição de dados (coeficientes de temperatura).

A incerteza em relação à ddp total gerada também é devida principalmente às flutuações na temperatura do ar no saguão da piscina do reator.

Um procedimento foi executado para verificação de erros sistemáticos de *offset* nos dezesseis canais analógicos principais do sistema de aquisição de dados. Entre os dezesseis canais o máximo *offset* absoluto foi avaliado em  $2 \cdot 10^{-4}$  V. O valor absoluto da soma dos *offsets* foi avaliado em  $6 \cdot 10^{-4}$  V, que implica em erro sistemático de 0,01 W na indicação de potência do calorímetro. Esse erro pôde ser tolerado sem comprometimento da validade dos resultados experimentais.

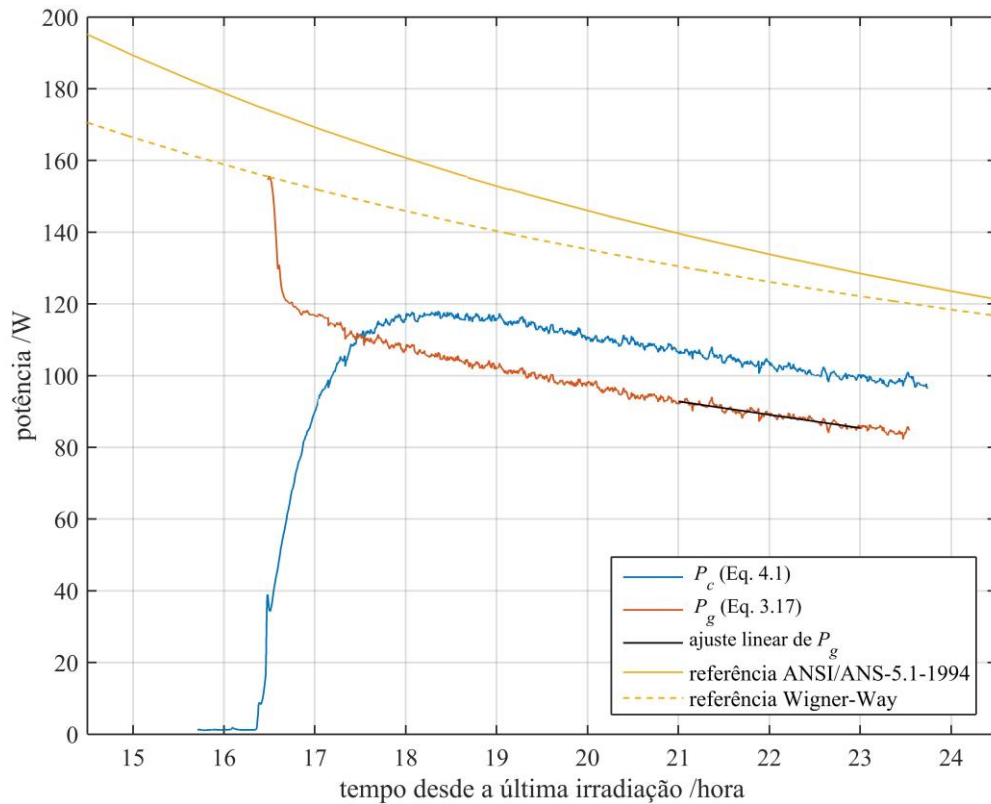
## 4.2 Elemento EC214 até 48 horas após a irradiação

### 4.2.1 Avaliação experimental da potência de decaimento

A potência gerada por decaimento no elemento EC214 foi avaliada após a operação 4/2022, da configuração 263, realizada em 08/03/2022. Os dados obtidos nos experimentos são relativos ao intervalo de 16 a 48 horas após o término da irradiação.

A primeira parte do experimento foi realizada em 09/03/2022. A série  $P_c$  (Figura 4.6) foi calculada conforme a Eq. 4.1, a partir da ddp gerada nos sensores de fluxo de calor e das constantes de calibração do calorímetro (Eqs. 4.2 a 4.5).

Figura 4.6 – Potência gerada por decaimento no elemento EC214, entre 16 e 24 horas após o término da última irradiação.



Fonte: autor da tese.

A primeira hora da série  $P_c$  foi influenciada pelo aquecimento da câmara de medição do calorímetro, ocorrido a partir da inserção do elemento EC214. Nas últimas duas horas da série foi percebido um transiente mais lento, que é próprio do processo de decaimento dos produtos de fissão e de ativação acumulados no elemento combustível.

Na Figura 4.6 é mostrada também a série  $P_g$ , calculada conforme a Eq. 3.17. A série  $P_g$  representa a potência de decaimento mais fielmente porque exclui a potência transferida à motobomba de circulação e compensa as variações de temperatura da água dentro da câmara de medição.

Uma reta foi ajustada à parte da série  $P_g$  que corresponde às horas finais do experimento:

$$P = (88 \pm 2) \text{ W} - (3,70 \pm 0,05)(t - 22) \text{ W/h}, \quad (4.9)$$

onde  $P$  é a potência ajustada,  $t$  é o tempo decorrido, em horas, desde o término da última irradiação e  $21 < t < 23$ .



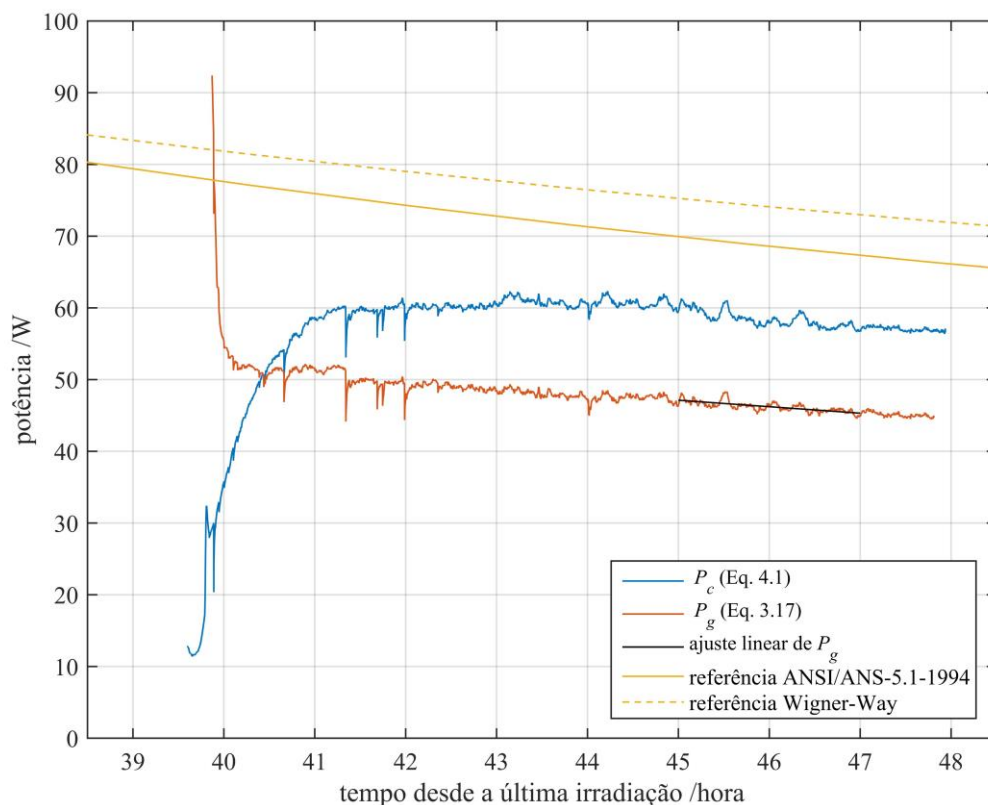
A potência de decaimento foi também calculada com uso do método descrito na norma ANSI/ANS-5.1-1994, conforme descrito no Item 3.4.1. Na Figura 4.6 é mostrada a série que resulta da soma das potências de decaimento calculadas para cada operação registrada desde que o EC214 passou a compor o núcleo do reator. A potência de decaimento para  $t = 22$  horas foi assim prevista em  $134 \text{ W} \pm 2\%$ , com 68% de confiança ( $\pm 1$  desvio padrão). Esse resultado apresenta desvio de 50% em relação à potência de decaimento medida.

Para referência, a potência de decaimento calculada conforme o modelo analítico de Wigner-Way (LEWIS, 2008) também é mostrada na Figura 4.6.

A primeira parte do experimento foi concluída com a remoção da tampa do calorímetro, para permitir a livre circulação de água da piscina pela câmara de medição.

A segunda parte do experimento foi realizada em 10/03/2022. Os resultados estão mostrados na Figura 4.7.

Figura 4.7 – Potência gerada por decaimento no elemento EC214, entre 40 e 48 horas após o término da última irradiação.



Fonte: autor da tese.

A primeira hora da série  $P_c$  foi influenciada pelo aquecimento da câmara de medição, ocorrido a partir da recolocação da tampa do calorímetro. Uma sequência de vales atípicos pode ser notada nas primeiras horas da série. Essa perturbação foi atribuída a manobras de válvulas do sistema de purga do vaso do calorímetro. Um degrau atípico também pode ser notado por volta de 43 horas após o desligamento do reator. Essa perturbação foi atribuída a uma manobra de válvulas realizada pelos operadores do reator no sistema de retratamento de água da piscina.

Uma reta foi ajustada à parte da série  $P_g$  que corresponde às horas finais do experimento:

$$P = (46 \pm 1) \text{ W} - (0,90 \pm 0,04)(t - 46) \text{ W/h}, \quad (4.10)$$

onde  $P$  é a potência ajustada,  $t$  é o tempo decorrido, em horas, desde o término da última irradiação e  $45 < t < 47$ .

Com uso do método descrito na norma ANSI/ANS-5.1-1994, a potência de decaimento para  $t = 46$  horas foi prevista em  $69 \text{ W} \pm 2\%$ , com 68% de confiança ( $\pm 1$  desvio padrão). Esse resultado apresenta desvio de 48% em relação à potência de decaimento medida.

## 4.2.2 Análise de incertezas

### 4.2.2.1 Tempo de resposta do calorímetro

Na Figura 4.8 é mostrada a resposta típica do calorímetro, quando operado em condições de circulação forçada, nos instantes que sucedem um degrau de potência. As séries  $P'$  e  $P''$  convergem para o patamar final de potência  $P$ . A partir da ocorrência do degrau, o tempo  $\tau \approx 1$  h é suficiente para que o desvio de  $P''$  em relação a  $P$  fique dentro dos limites de  $\pm 5\%$ . A lenta resposta do calorímetro é devida sobretudo à capacidade térmica da água contida na câmara de medição.

Em vista da Figura 4.8 é possível afirmar que  $P''(t)$  não é significativamente afetada pelo histórico de  $P$  anterior a  $(t - \tau)$ . Ao contrário,  $P''(t)$  é determinada sobretudo pelo valor de  $P(t')$  no intervalo  $(t - \tau) < t' < t$ .

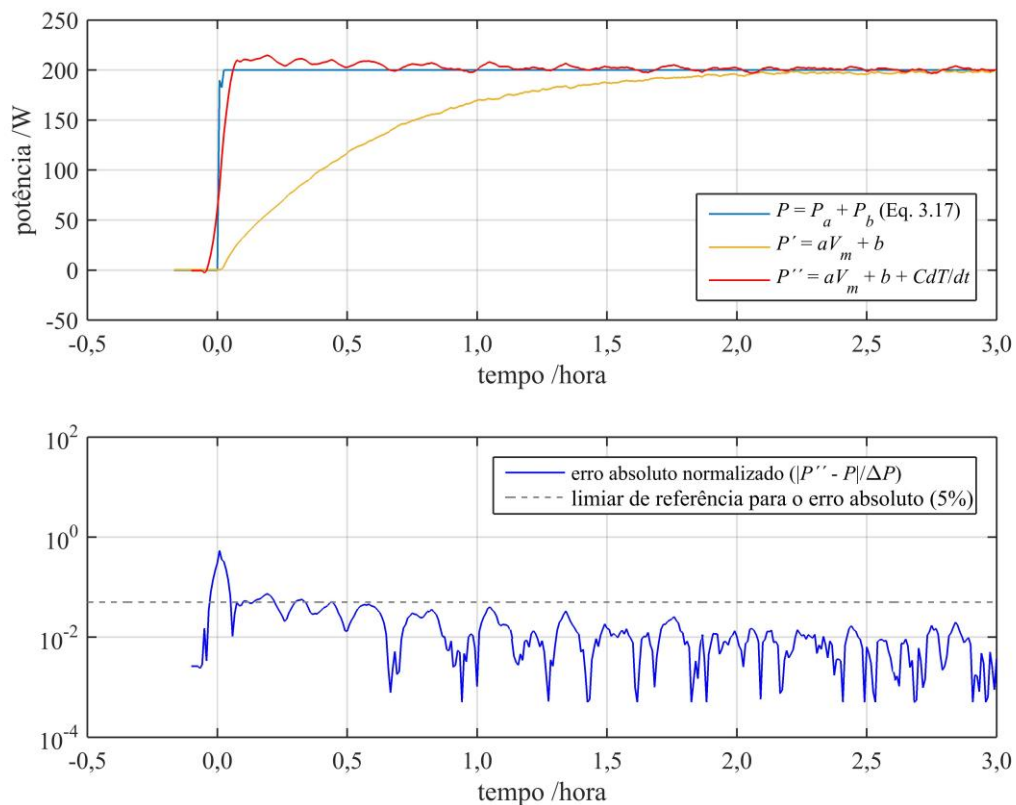
O degrau de potência mostrado na Figura 4.8 é um caso extremo. O desvio entre  $P''$  e  $P$  é menos significativo após a ocorrência de variações de potência mais suaves.

Desde que  $P''(t)$  seja uma aproximação válida para o valor médio de  $P(t)$  calculado no intervalo  $(t - \tau) < t' < t$  (com erro limitado a  $\pm 5\%$ ), é possível demonstrar que a média de  $P$  em torno de  $t$  pode ser aproximada por  $P''(t + \tau/2)$ . Agora, desde que a taxa de variação temporal de  $P''$  seja aproximadamente constante em torno de  $t$ , a incerteza devida ao retardo na resposta do calorímetro pode ser estimada como

$$\xi \approx \bar{P}(t - \tau, t) - \bar{P}(t - \tau/2, t + \tau/2) \approx P''|_t - P''|_{t+\tau/2} \approx -\frac{\tau}{2} \frac{dP''}{dt}, \quad (4.11)$$

onde  $\xi$  é a incerteza devida ao tempo de retardo  $\tau$  e  $\bar{P}(t_a, t_b)$  é o valor médio de  $P(t)$  calculado sobre o intervalo  $t_a < t < t_b$ .

Figura 4.8 – Resposta típica do calorímetro, em condições de circulação forçada, após um degrau de potência.



Fonte: autor da tese.

Embora não seja suficiente para permitir a recuperação da dependência temporal de  $P$ , a Eq. 4.11 permite estimar a parcela de incerteza que é devida ao retardo na resposta do calorímetro.

#### 4.2.2.2 Interpolação dos pontos de calibração

O sinal dos sensores de fluxo de calor é convertido em unidades de potência por meio das constantes de calibração apresentadas na Eq. 3.17. Como as constantes de calibração são resultado do ajuste linear dos pontos de calibração (Figuras 4.3 e 4.4), a incerteza associada com essa conversão pode ser calculada como uma incerteza estatística de interpolação (DEVORE, 2009):

$$\zeta = \pm t_{(n-2)} \cdot s \sqrt{\frac{1}{n} + \frac{(V_m - \bar{V}_c)^2}{\sum (V_{c,i} - \bar{V}_c)^2}}, \quad (4.12)$$

onde  $\zeta$  é a incerteza associada à interpolação com  $n$  pontos de calibração,  $t$  são valores tabelados da função de distribuição  $t$  que determinam intervalos de confiança de 95%,  $V_m$  é a ddp a ser convertida,  $V_c$  é a ddp medida em cada ponto de calibração e  $s$  é definido pela expressão

$$s = \sqrt{\frac{\sum (aV_{c,i} + b - P_{c,i})^2}{n-2}}, \quad (4.13)$$

onde  $a$  e  $b$  são as constantes de calibração e  $P_c$  é potência medida em cada ponto de calibração.

Incertezas de interpolação calculadas conforme a Eq. 4.12 crescem na medida em que  $V_m$  se afasta do valor médio das amostras  $V_c$  consideradas. Com o objetivo de limitar as incertezas de interpolação, a faixa de medição do calorímetro foi dividida de modo a ser coberta por duas escalas calibradas: uma aplicável até 100 W (Tabela 4.2, Figura 4.4), outra aplicável acima de 100 W (Tabela 4.1, Figura 4.3).

Para potências acima de 100 W, seis pontos de calibração são considerados na interpolação (Figura 4.3). Nessa faixa o máximo absoluto da incerteza de interpolação foi calculado em 0,7 W. Para potências até 100 W, oito pontos de calibração são considerados na interpolação (Figura 4.4). Nessa faixa o máximo absoluto da incerteza de interpolação foi calculado em 0,2 W.

#### 4.2.2.3 Propagação das incertezas

Na Tabela 4.4 estão listadas as principais incertezas associadas com a avaliação da potência gerada por decaimento no elemento EC214. Os limites de incerteza foram calculados para produzir resultados com 95% de confiança.

Tabela 4.4 – Incertezas associadas à avaliação da potência gerada por decaimento no elemento EC214.

Origem da incerteza	Tipo	Unidade	21 a 23 horas	45 a 47 horas
Tempo de resposta do calorímetro	sistemática	W	-2 a 0	-0,5 a 0
Capacidade térmica do sistema	sistemática	W	$\pm 0,4$	$\pm 0,2$
Interpolação dos pontos de calibração	sistemática	W	$\pm 0,2$	$\pm 0,2$
Tolerância dos padrões de V e A (Fluke 8846A)	sistemática	W	$\pm 0,2$	$\pm 0,1$
Valor médio da ddp termoelétrica	aleatória	W	$\pm 0,04$	$\pm 0,03$
Potência transferida à motobomba	aleatória	W	$\pm 0,03$	$\pm 0,03$
Incerteza total		W	-3 a +1	-1 a +0,7
Incerteza total relativa			-3% a +1%	-3% a +2%

Fonte: autor da tese.

No resultado da primeira parte do experimento (Eq. 4.9), o tempo de resposta do calorímetro contribui para a incerteza sobre  $P_g$  com uma parcela de (-2 a 0) W. No resultado da segunda parte (Eq. 4.10), o tempo de resposta contribui para a incerteza sobre  $P_g$  com uma parcela de (-0,5 a 0) W.

No intervalo entre 21 e 23 horas após o término da irradiação, a variação média na energia interna do sistema foi avaliada em -3,8 W. Nesse caso a incerteza sobre  $C$  contribui para a incerteza sobre  $P_g$  com uma parcela de  $\pm 0,4$  W.

No intervalo entre 45 e 47 horas após o término da irradiação, a variação média na energia interna do sistema foi avaliada em -2,2 W. Nesse caso a incerteza sobre  $C$  contribui para a incerteza sobre  $P_g$  com uma parcela de  $\pm 0,2$  W.

A potência  $P_g$  mostrada nas figuras 4.6 e 4.7 foi determinada a partir das constantes de calibração do calorímetro (Eqs. 4.2 a 4.5), por isso carrega a incerteza associada ao uso do multímetro Fluke 8846A durante a calibração dos canais analógicos do sistema de aquisição de dados.

No intervalo entre 21 e 23 horas após o término da irradiação, a ddp medida no circuito dos módulos termoelétricos teve média calculada em 4,76 V e desvio padrão calculado em 0,06 V. Considerando o conjunto das amostras obtidas no intervalo de uma hora, centrado em 22 horas após o término da irradiação, a incerteza sobre o valor médio da ddp medida foi calculada em  $1 \cdot 10^{-3}$  V. Nesse intervalo a incerteza propagada até  $P_g$  foi calculada em  $\pm 0,04$  W.

No intervalo entre 45 e 47 horas após o término da irradiação, a ddp medida no circuito dos módulos termoelétricos teve média calculada em 2,69 V e desvio padrão calculado em 0,04 V. Considerando o conjunto das amostras obtidas no intervalo de uma

hora, centrado em 46 horas após o término da irradiação, a incerteza sobre o valor médio da ddp medida foi calculada em  $8 \cdot 10^{-4}$  V. Nesse intervalo a incerteza propagada até  $P_g$  foi calculada em  $\pm 0,03$  W.

Nos experimentos com o elemento EC214, a motobomba foi alimentada com potência de  $\sim 10$  W. A incerteza propagada até  $P_g$  foi calculada em  $\pm 0,03$  W.

Para o intervalo de 21 a 23 horas após o término da irradiação, a potência gerada por decaimento no elemento EC214 foi determinada com incerteza de -3% a +1%. Para o intervalo de 45 a 47 horas após o término da irradiação, a potência foi determinada com incerteza de -3% a +2%.

### **4.3 Elemento EC210 até 74 horas após a irradiação**

#### **4.3.1 Avaliação da potência de decaimento**

A potência de decaimento gerada no elemento EC210 foi avaliada após a operação 25/2021, da configuração 263, realizada em 23/11/2021. Os dados obtidos nos experimentos são relativos ao intervalo de 40 a 74 horas após o término da irradiação.

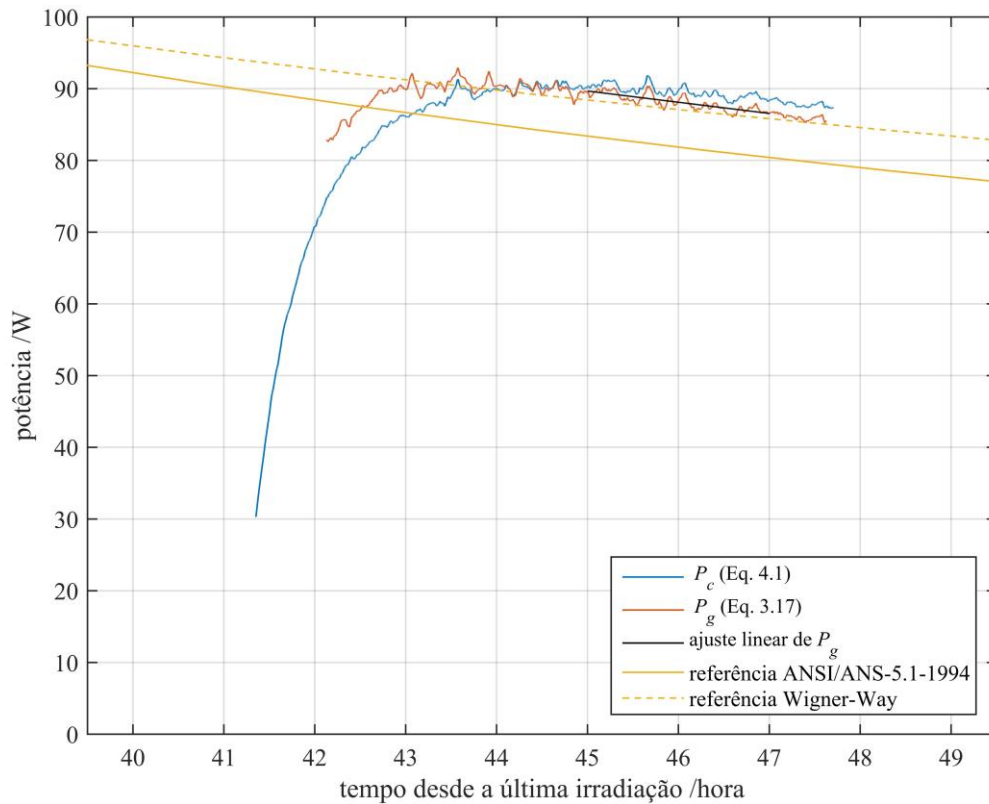
A primeira parte do experimento foi realizada em 25/11/2021. A série  $P_c$  (Figura 4.9) foi calculada conforme a Eq. 4.1, a partir da ddp gerada nos sensores de fluxo de calor e das constantes de calibração do calorímetro (Eqs. 4.2 a 4.5). No gráfico da Figura 4.9 é mostrada também a potência de decaimento prevista conforme descrito no Item 3.4.1.

A primeira hora da série  $P_c$  foi influenciada pelo aquecimento da câmara de medição do calorímetro, ocorrido a partir da inserção do elemento EC210. Nas últimas duas horas da série foi percebido um transiente mais lento, que é próprio do processo de decaimento dos produtos de fissão e de ativação acumulados no elemento combustível.

A série  $P_g$  foi calculada conforme a Eq. 3.17. Esse resultado representa a potência de decaimento mais fielmente porque compensa as variações de temperatura da água dentro da câmara de medição.

Em relação ao experimento com o elemento EC214, um transiente inicial mais lento foi percebido na série  $P_g$  referente ao elemento EC210. Esse comportamento foi atribuído à operação do calorímetro em condições de circulação natural, sem aplicação de potência à motobomba, situação em que a homogeneização da temperatura da água na câmara de medição é retardada.

Figura 4.9 – Potência gerada por decaimento no elemento EC210, entre 41 e 48 horas após o término da última irradiação.



Fonte: autor da tese.

Uma reta foi ajustada à parte da série  $P_g$  que corresponde às horas finais do experimento:

$$P = (87 \pm 2) \text{ W} - (1,56 \pm 0,05)(t - 46) \text{ W/h}, \quad (4.14)$$

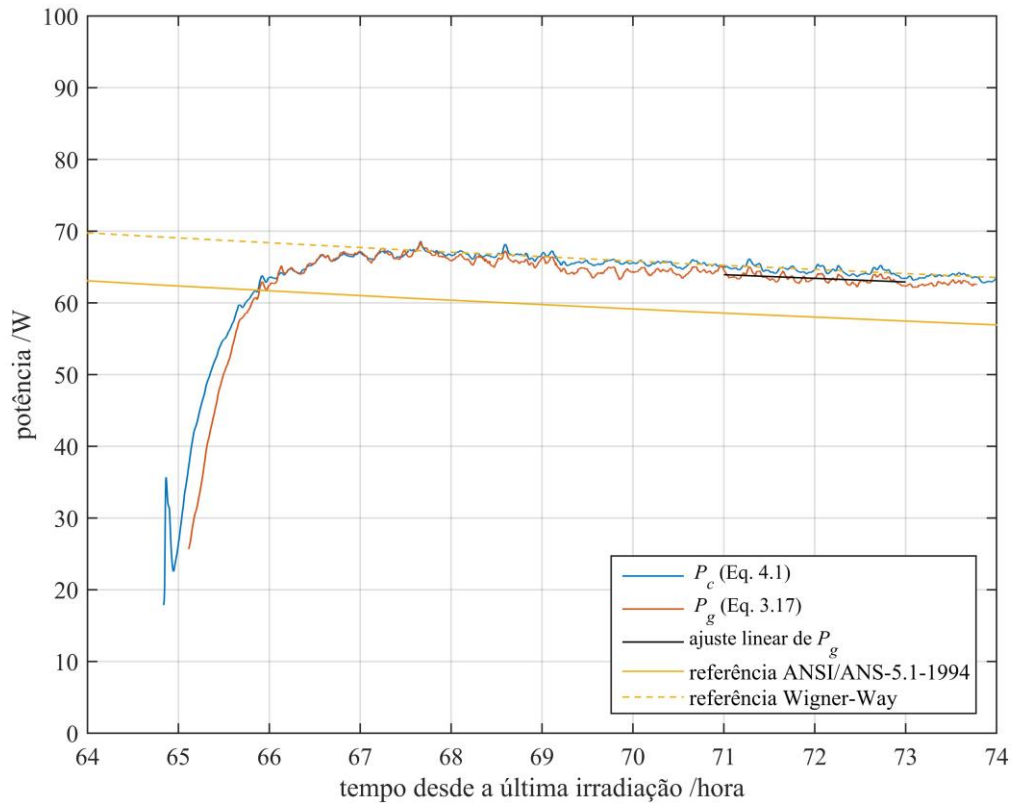
onde  $P$  é a potência ajustada,  $t$  é o tempo decorrido, em horas, desde o término da última irradiação e  $45 < t < 47$ .

Com uso do método descrito na norma ANSI/ANS-5.1-1994, a potência de decaimento para  $t = 46$  horas foi prevista em  $82 \text{ W} \pm 2\%$ , com 68% de confiança ( $\pm 1$  desvio padrão). Esse resultado apresenta desvio de -7% em relação à potência de decaimento medida.

A primeira parte do experimento foi concluída com a remoção da tampa do calorímetro, para permitir a livre circulação de água da piscina pela câmara de medição.

A segunda parte do experimento foi realizada em 26/11/2021. A primeira hora da série  $P_c$  (Figura 4.10) foi influenciada pelo aquecimento da câmara de medição, ocorrido a partir da recolocação da tampa do calorímetro.

Figura 4.10 – Potência gerada por decaimento no elemento EC210, entre 65 e 74 horas após o término da última irradiação.



Fonte: autor da tese.

Uma reta foi ajustada à parte da série  $P_g$  que corresponde às horas finais do experimento:

$$P = (63 \pm 1) \text{ W} - (0,51 \pm 0,04)(t - 72) \text{ W/h}, \quad (4.15)$$

onde  $P$  é a potência ajustada,  $t$  é o tempo decorrido, em horas, desde o término da última irradiação e  $71 < t < 73$ .

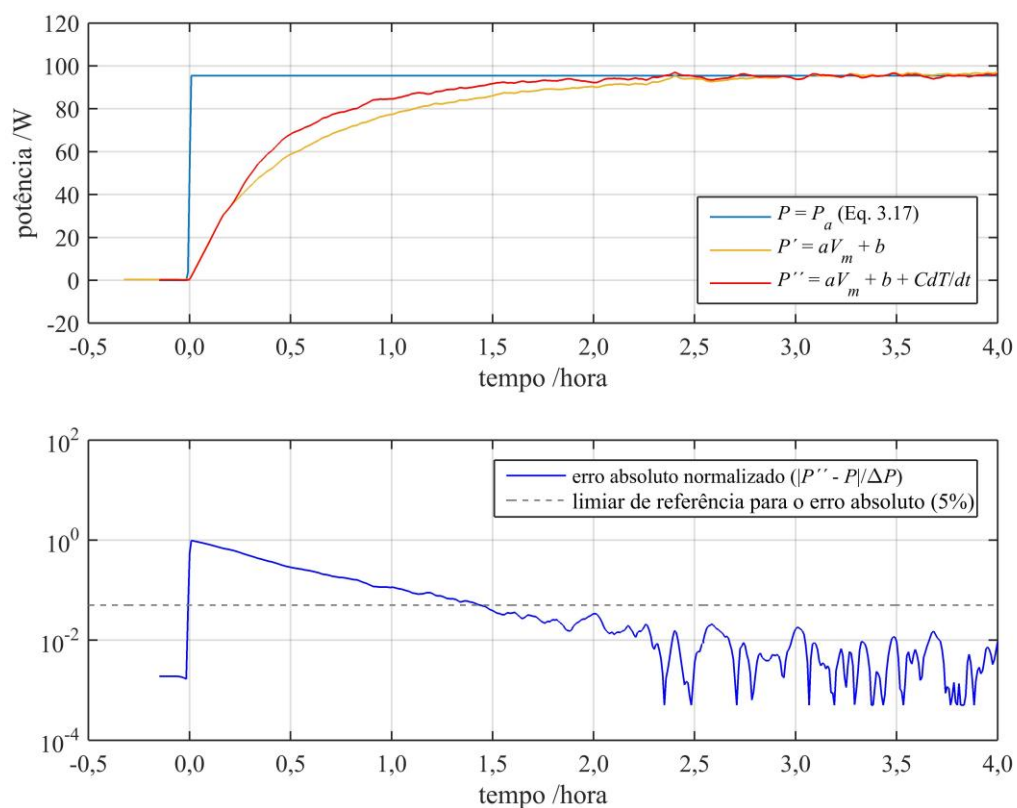
Com uso do método descrito na norma ANSI/ANS-5.1-1994, a potência de decaimento para  $t = 72$  horas foi prevista em  $58 \text{ W} \pm 2\%$ , com 68% de confiança ( $\pm 1$  desvio padrão). Esse resultado apresenta desvio de -8% em relação à potência medida.



### 4.3.2 Análise de incertezas

Na Figura 4.11 é mostrada a resposta típica do calorímetro, quando operado em condições de circulação natural, nos instantes que sucedem um degrau de potência. Em vista da resposta é possível afirmar que, a partir da ocorrência de um degrau de potência, o tempo de duas horas é suficiente para que o desvio de  $P''$  em relação ao patamar final do degrau fique dentro dos limites de  $\pm 5\%$ .

Figura 4.11 – Resposta típica do calorímetro, em condições de circulação natural, após um degrau de potência.



Fonte: autor da tese.

Na Tabela 4.5 estão listadas as principais incertezas associadas com a avaliação da potência gerada por decaimento no elemento EC210. Os limites de incerteza foram calculados para produzir resultados com 95% de confiança.

Para 45 a 47 horas após o término da irradiação, a potência gerada por decaimento no elemento EC210 foi determinada com incerteza de -3% a +1%. Para 71 a 73 horas após término da irradiação, a potência foi determinada com incerteza de -2% a +1%.

Tabela 4.5 – Incertezas associadas à avaliação da potência gerada por decaimento no elemento EC210.

Origem da incerteza	Tipo	Unidade	45 a 47 horas	71 a 73 horas
Tempo de resposta do calorímetro	sistemática	W	-2 a 0	-0,5 a 0
Capacidade térmica do sistema	sistemática	W	$\pm 0,2$	$\pm 0,2$
Interpolação dos pontos de calibração	sistemática	W	$\pm 0,2$	$\pm 0,2$
Tolerância dos padrões de V e A (Fluke 8846A)	sistemática	W	$\pm 0,2$	$\pm 0,1$
Valor médio da ddp termoeletrica	aleatória	W	$\pm 0,03$	$\pm 0,02$
Incerteza total		W	-3 a +0,8	-1 a +0,7
Incerteza total relativa			-3% a +1%	-2% a +1%

Fonte: autor da tese.

#### 4.4 Elemento EC214 até 22 dias após a irradiação

##### 4.4.1 Avaliação da potência de decaimento

A potência gerada por decaimento no elemento EC214 foi avaliada também após a operação 18/2021, da configuração 263, realizada em 28/09/2021. Os experimentos foram realizados entre 18 e 20/10/2021.

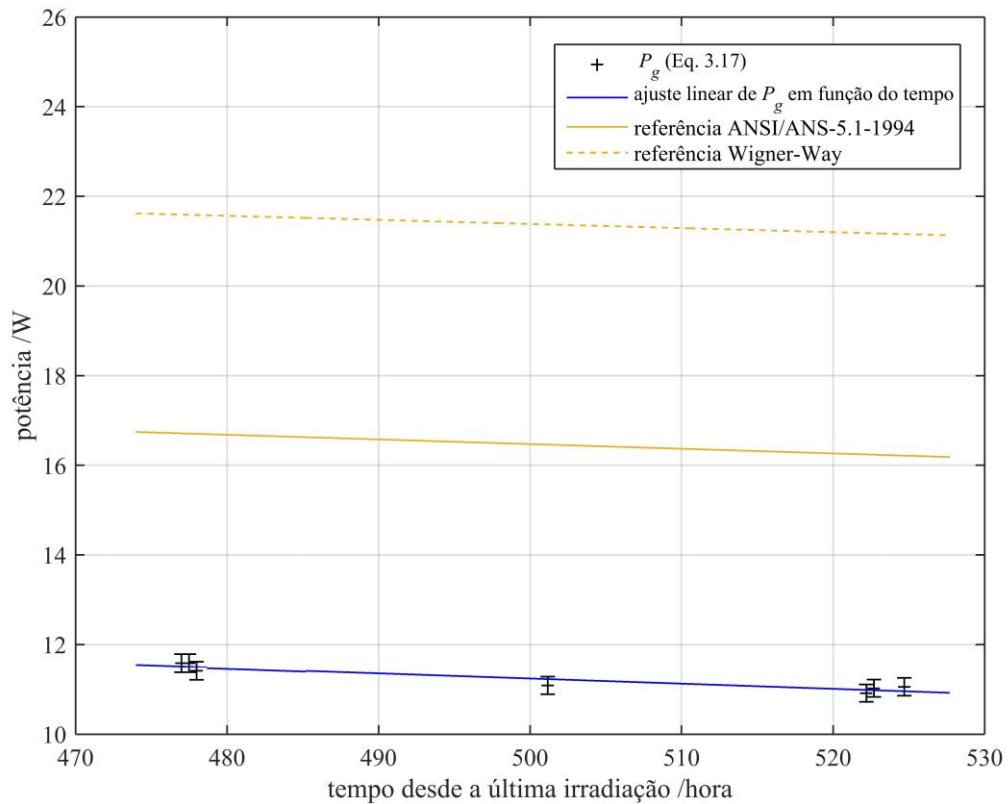
Os dados registrados durante os experimentos estão mostrados na Tabela 4.6. A série  $P_g$  mostrada na Figura 4.12 foi calculada conforme a Eq. 3.17, com os dados relativos ao intervalo de 470 a 530 horas após o término da irradiação. No gráfico da Figura 4.12 é mostrada também a potência de decaimento prevista conforme descrito no Item 3.4.1.

Tabela 4.6 – Experimentos com o elemento EC214 até 22 dias após a irradiação.

$V_m$	$P_b$	$\Delta\bar{T}/\Delta t$	$C\Delta\bar{T}/\Delta t$	$P_g$
ddp total	Potência transferida	Varição de temperatura	Varição de energia interna	Potência de decaimento
medida	medida	medida	calculada	calculada
[V]	[W]	[°C/s]	[W]	[W]
$0,518 \pm 0,001$	$0,00 \pm 0,01$	$(0 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$0,02 \pm 0,02$	$11,6 \pm 0,1$
$0,528 \pm 0,001$	$0,00 \pm 0,01$	$(-2 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$-0,20 \pm 0,02$	$11,6 \pm 0,1$
$0,520 \pm 0,001$	$0,00 \pm 0,01$	$(-2 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$-0,19 \pm 0,01$	$11,4 \pm 0,1$
$0,756 \pm 0,001$	$5,41 \pm 0,02$	$(-2 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$-0,20 \pm 0,02$	$11,1 \pm 0,1$
$0,769 \pm 0,001$	$5,47 \pm 0,02$	$(-7 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$-0,60 \pm 0,02$	$10,9 \pm 0,1$
$0,758 \pm 0,001$	$5,47 \pm 0,02$	$(-3 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$-0,25 \pm 0,02$	$11,0 \pm 0,1$
$0,592 \pm 0,001$	$1,72 \pm 0,01$	$(-4 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$-0,38 \pm 0,02$	$11,1 \pm 0,1$

Fonte: autor da tese.

Figura 4.12 – Potência gerada por decaimento no elemento EC214, entre 470 e 530 horas após o término da última irradiação.



Fonte: autor da tese.

Uma reta foi ajustada à série  $P_g$  mostrada na Figura 4.12:

$$P = (11,2 \pm 0,4) \text{ W} - (0,01 \pm 0,02)(t - 500) \text{ W/h}, \quad (4.16)$$

onde  $P$  é a potência ajustada,  $t$  é o tempo decorrido, em horas, desde o término da última irradiação e  $480 < t < 520$ .

Com uso do método descrito na norma ANSI/ANS-5.1-1994, a potência de decaimento para  $t = 500$  horas foi prevista em  $16,5 \text{ W} \pm 2\%$ , com 68% de confiança ( $\pm 1$  desvio padrão). Esse resultado apresenta desvio de 46% em relação à potência de decaimento medida.

#### 4.4.2 Análise de incertezas

Na Tabela 4.7 estão listadas as principais incertezas associadas com a avaliação da potência gerada por decaimento no elemento EC214. Os limites de incerteza foram calculados para produzir resultados com 95% de confiança.

Tabela 4.7 – Incertezas associadas à avaliação da potência gerada por decaimento no elemento EC214.

Origem da incerteza	Tipo	Unidade	480 a 520 horas
Tempo de resposta do calorímetro	sistemática	W	-0,01 a 0
Capacidade térmica do sistema	sistemática	W	±0,05
Interpolação dos pontos de calibração	sistemática	W	±0,2
Tolerância dos padrões de V e A (Fluke 8846A)	sistemática	W	±0,02
Valor médio da ddp termoelétrica	aleatória	W	±0,03
Potência transferida à motobomba	aleatória	W	±0,02
Incerteza total		W	±0,4
Incerteza total relativa			±4%

Fonte: autor da tese.

Para o intervalo de 480 a 520 horas após o término da irradiação, a potência gerada por decaimento no elemento EC214 foi determinada com incerteza de ±4%.

## 4.5 Elemento EC207 até 1043 dias após a irradiação

### 4.5.1 Avaliação da potência de decaimento

O elemento EC207 foi submetido a experimentos entre 04 e 13/10/2021. A potência gerada por decaimento foi avaliada entre 1034 a 1043 dias após a última irradiação, ocorrida em 05/12/2018, na operação 137/2018 da configuração 262.

Em vista do tempo decorrido desde a última irradiação, foi prevista potência de decaimento significativamente mais baixa que nos casos dos elementos EC214 e EC210. Partindo da Eq. 3.20 foi possível determinar simultaneamente a potência de decaimento  $P_g$  e a constante de calibração  $a$  válida na base da escala de medição do calorímetro. Com esse propósito foi definida a variável  $P_m$ :

$$P_m = P_b - C \frac{d\bar{T}}{dt} = aV_m - P_g \pm \Delta R. \quad (4.17)$$

$P_g$  foi considerada constante na Eq. 4.17. De fato, devido ao tempo decorrido desde a última irradiação, variação esperada de  $P_g$  entre o início e o término dos experimentos não era significativa em relação aos limites de incerteza ( $\Delta t \cdot dP_g/dt \ll |\Delta R|$ ).

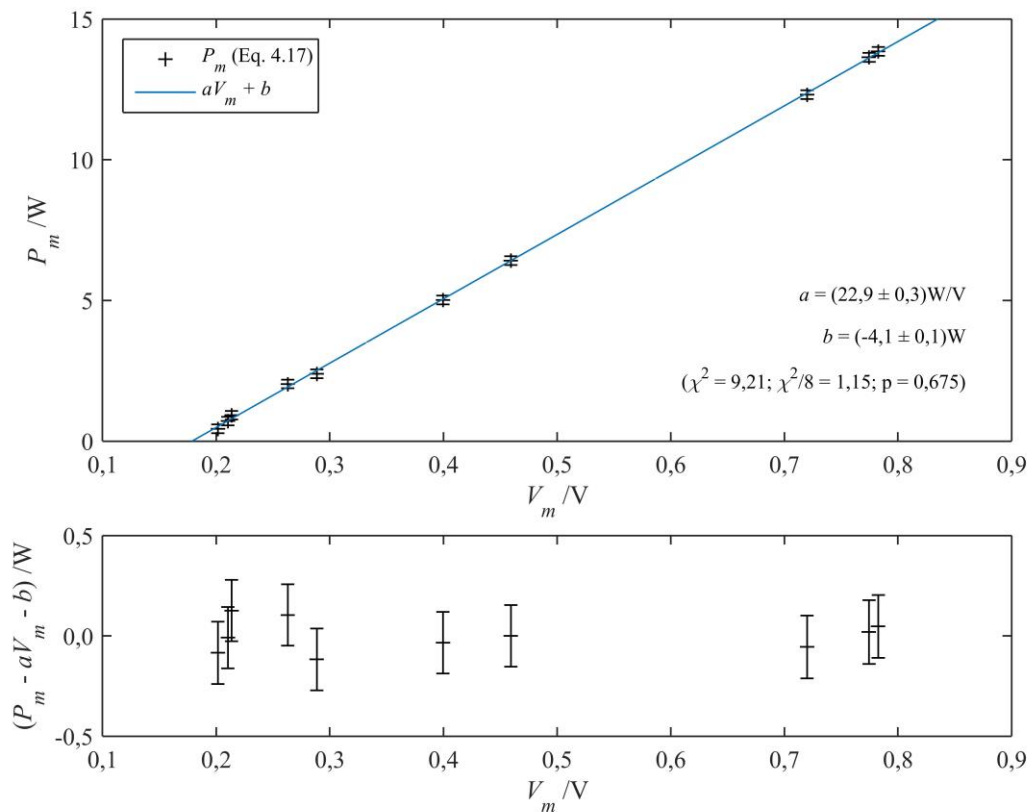
Os dados registrados durante os experimentos com o elemento EC207 estão mostrados na Tabela 4.8. A potência  $P_b$  aplicada à motobomba de circulação foi controlada entre 0 e 13 W. A série de pares ( $V_m, P_m$ ) está mostrada na Figura 4.13.

Tabela 4.8 – Dados registrados durante os experimentos com o elemento EC207.

$V_m$	$P_b$	$\Delta\bar{T}/\Delta t$	$C\Delta\bar{T}/\Delta t$	$P_m$
ddp total	Potência transferida	Varição de temperatura	Varição de energia interna	Potência de calibração
medida	medida	medida	calculada	calculada
[V]	[W]	[°C/s]	[W]	[W]
$0,202 \pm 0,001$	$0,00 \pm 0,01$	$(-5 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$-0,44 \pm 0,03$	$0,44 \pm 0,04$
$0,210 \pm 0,001$	$0,00 \pm 0,01$	$(-8 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$-0,71 \pm 0,02$	$0,71 \pm 0,03$
$0,214 \pm 0,001$	$0,00 \pm 0,01$	$(-1,0 \pm 0,2) \cdot 10^{-5}$	$-0,92 \pm 0,02$	$0,92 \pm 0,02$
$0,263 \pm 0,001$	$1,70 \pm 0,01$	$(-4 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$-0,33 \pm 0,02$	$2,03 \pm 0,02$
$0,289 \pm 0,001$	$1,70 \pm 0,01$	$(-8 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$-0,69 \pm 0,02$	$2,39 \pm 0,03$
$0,400 \pm 0,001$	$5,39 \pm 0,02$	$(4 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$0,38 \pm 0,02$	$5,01 \pm 0,03$
$0,459 \pm 0,001$	$5,40 \pm 0,02$	$(-1,1 \pm 0,2) \cdot 10^{-5}$	$-1,01 \pm 0,02$	$6,41 \pm 0,03$
$0,720 \pm 0,001$	$13,09 \pm 0,03$	$(9 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$0,78 \pm 0,02$	$12,31 \pm 0,04$
$0,775 \pm 0,002$	$13,09 \pm 0,03$	$(-6 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$-0,55 \pm 0,02$	$13,64 \pm 0,04$
$0,783 \pm 0,002$	$13,12 \pm 0,03$	$(-8 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$-0,73 \pm 0,02$	$13,85 \pm 0,04$

Fonte: autor da tese.

Figura 4.13 – Resposta do calorímetro durante os experimentos com o elemento EC207, entre 1034 e 1043 dias após a última irradiação.



Fonte: autor da tese.

Calculada a partir da Tabela 4.8, a inclinação da reta de ajuste mostrada na Figura 4.13 é a melhor estimativa disponível para a constante  $a$  na Eq. 4.17, assim como o simétrico do coeficiente de interceptação da reta é a melhor estimativa para  $P_g$ :

$$a = (22,9 \pm 0,3) \text{ W/V e} \quad (4.18)$$

$$P_g = (4,1 \pm 0,1) \text{ W.} \quad (4.19)$$

Com uso do método descrito na norma ANSI/ANS-5.1-1994, a potência de decaimento para  $t = 1040$  dias após a última irradiação foi prevista em  $5,4 \text{ W} \pm 2\%$ , com 68% de confiança ( $\pm 1$  desvio padrão). Esse resultado apresenta desvio de 33% em relação à potência de decaimento medida.

#### 4.5.2 Análise de incertezas

Na Tabela 4.9 estão listadas as principais incertezas associadas à avaliação da potência gerada por decaimento no elemento EC207. Os limites de incerteza foram calculados para produzir resultados com 95% de confiança.

Tabela 4.9 – Incertezas associadas à avaliação da potência gerada por decaimento no elemento EC207.

Origem da incerteza	Tipo	Unidade	1034 a 1043 dias
Coeficiente de interceptação (Figura 4.13)	aleatória	W	$\pm 0,1$
Capacidade térmica do sistema	sistemática	W	$\pm 0,07$
Tolerância dos padrões de V e A (Fluke 8846A)	sistemática	W	$\pm 0,03$
Incerteza total		W	$\pm 0,2$
Incerteza total relativa			$\pm 5\%$

Fonte: autor da tese.

No intervalo de 1034 a 1043 dias após o término da última irradiação, as incertezas associadas à avaliação da potência  $P_d$  gerada por decaimento no elemento EC207 foram calculadas em  $\pm 5\%$ :

$$P_d = (4,1 \pm 0,2) \text{ W.} \quad (4.20)$$

A potência gerada no elemento EC207 foi determinada também a partir das constantes de calibração das Eqs. 4.4 e 4.5:  $P_d' = (3,9 \pm 0,4) \text{ W}$ . Em relação à Eq. 4.20, esse resultado apresenta maior incerteza.

## 5 ANÁLISE E DISCUSSÃO DOS RESULTADOS

### 5.1 Adequação do calorímetro IPEN

#### 5.1.1 Segurança nos experimentos com elementos combustíveis

O volume de água contido na câmara de medição do calorímetro é suficiente para impedir variações abruptas de temperatura. Essa característica do calorímetro favoreceu a segurança durante os experimentos com elementos combustíveis.

Como cada módulo termoelétrico instalado no vaso do calorímetro apresenta resistência térmica de  $\sim 2^\circ\text{C}/\text{W}$  (PRADO, 2015), a resistência térmica equivalente do conjunto de 192 módulos pode ser estimada em  $\sim 0,01^\circ\text{C}/\text{W}$ . A baixa resistência térmica facilita a remoção da potência gerada na câmara de medição. Essa característica do calorímetro também favoreceu a segurança, porque facilitou o controle da temperatura dos elementos combustíveis submetidos a experimentos.

#### 5.1.2 Escalas calibradas

Conforme mostrado no item 4.1.3.1, a qualidade do ajuste dos pontos de calibração acima de 100 W é baixa ( $\chi^2/n > 2$ ). Essa falta de qualidade foi atribuída à não-linearidade da resposta do calorímetro, consequência do termo  $\Delta R$  na Equação 3.17, que tem efeito agravado pela largura da escala (variação de 500 W). De fato, a qualidade do ajuste dos pontos de calibração abaixo de 100 W (escala mais estreita) foi considerada satisfatória ( $\chi^2/n = 1,17$ ).

A escala válida acima de 100 W somente foi aplicada aos dados correspondentes às duas horas iniciais do experimento com o EC214 (Item 4.2). Para esse propósito os resultados obtidos no Item 4.1.3.1 foram considerados satisfatórios. O procedimento de calibração acima de 100 W deve ser visto como demonstração da extensão da faixa de operação do calorímetro, e a baixa qualidade do ajuste deve ser vista como prova da necessidade do uso de escalas mais estreitas.

Os sinais gerados nos módulos termoelétricos são digitalizados com resolução de 16 bits (0,3 mV, conforme o Item 3.1.2). Levando em conta as constantes de calibração (Item 4.1.3), a resolução nominal na indicação do calorímetro pode ser estimada em 7 mW. Essa resolução é significativamente mais fina que a mínima incerteza experimental alcançada (200 mW, Item 4.5.2). Assim, a incerteza (estatística) associada com a conversão

analógico-digital não constitui contribuição significativa para a incerteza total dos resultados obtidos.

Uma fração da potência gerada na câmara de medição é rejeitada para a vizinhança após passar pelos sensores de fluxo de calor. O sinal elétrico medido nos sensores depende linearmente dessa fração da potência (PRADO, 2015). Para tirar proveito disso, o calorímetro foi projetado de modo a favorecer a condução de calor através dos sensores e limitar a transferência de calor por outros caminhos. No vaso do calorímetro a superfície sensível ao fluxo de calor se estende por  $0,31 \text{ m}^2$  e corresponde a ~30% da superfície externa. Essa característica contribuiu para a precisão da medição, porque permitiu que a maior parte da potência gerada fosse medida diretamente.

A instalação dessa grande área sensível ao fluxo de calor somente foi possível com o emprego de módulos termoeletrônicos do tipo TEC1-12706 (EVERREDTRONICS LTD, [2018]). Esses componentes foram importados ao custo aproximado de US\$ 0,30 por  $\text{cm}^2$  de área sensível, enquanto dispositivos mais frequentemente aplicados em pesquisa podem custar entre US\$ 6 e US\$ 230 por  $\text{cm}^2$  de área sensível (GREENTEG AG, 2018; OMEGA, [2018]).

### **5.1.3 Efeito da radiação sobre as constantes de calibração**

Os experimentos descritos no Item 4.5 foram realizados enquanto os sensores de fluxo de calor eram expostos a radiação gama de alta atividade, originada no elemento EC207. Com base nas constantes de calibração determinadas para essas condições, a potência de decaimento gerada no elemento EC207 foi determinada dentro dos limites de 3,9 W e 4,3 W. Por outro lado, com base na calibração realizada com uso de fonte elétrica de potência e sem exposição significativa à radiação gama, a potência de decaimento gerada no elemento EC207 foi determinada dentro dos limites de 3,5 W e 4,3 W. A diferença entre esses dois resultados foi considerada pouco significativa. O grau de sobreposição dos intervalos de incerteza permite afirmar que a resposta dos sensores de fluxo de calor quando nas proximidades do elemento combustível não foi modificada a ponto de invalidar a calibração realizada com uso de fonte elétrica de potência.

A baixa sensibilidade à radiação demonstrada pelos dispositivos termoeletrônicos semicondutores era esperada. De fato, CARSTENS, CORRADINI, *et al.* (2013) relataram experimentos com dispositivos semelhantes e em condições mais severas de exposição à radiação gama ( $^{60}\text{Co}$ ), não tendo constatado variação significativa no seu desempenho.

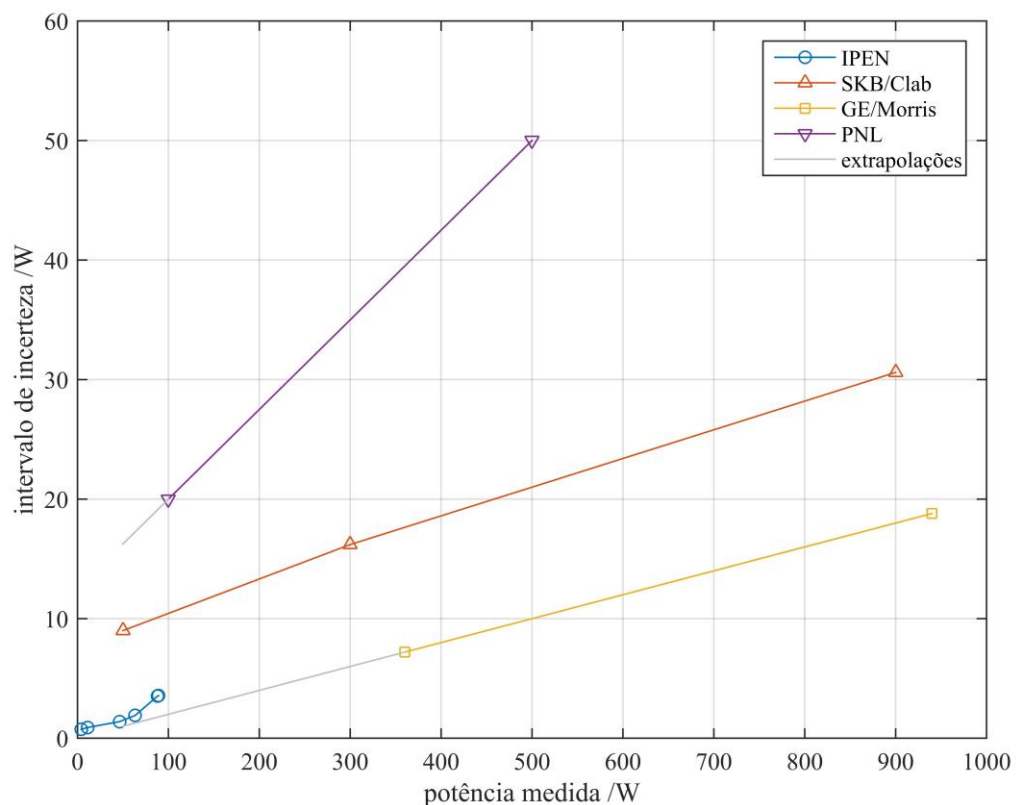


### 5.1.4 Variação das incertezas em função da potência medida

Conforme mostrado ao longo do Item 4 deste trabalho, as incertezas dos resultados obtidos com uso do calorímetro IPEN dependem da potência medida. Essa característica foi percebida também nos relatos sobre o uso dos calorímetros SKB/Clab (STUREK e AGRENIUS, 2006), GE/Morris (STRICKLER e DOMAN, 1982) e PNL (CREER e SHUPE JUNIOR, 1981).

Na Figura 5.1 estão mostrados os intervalos de incerteza em função da potência medida com uso de quatro dos calorímetros apresentados neste trabalho. Neste caso os intervalos de incerteza são as diferenças entre os limites máximo e mínimo de incerteza declarados para cada nível de potência.

Figura 5.1 – Intervalo de incerteza em função da potência medida com uso dos calorímetros IPEN, SKB/Clab, GE/Morris e PNL.



Fonte: autor da tese.

A falta de linearidade observada na série relativa ao calorímetro IPEN é devida à incerteza associada ao tempo de resposta do calorímetro, que decresce exponencialmente

com o tempo de decaimento do elemento submetido a experimento. Isso não é observado nas outras séries porque os tempos de decaimento são invariavelmente maiores que um ano, logo as taxas de variação da potência de decaimento não são suficientemente altas para que as incertezas devidas aos respectivos tempos de resposta sejam significativas.

Nos resultados produzidos com uso do calorímetro GE/Morris a incerteza relativa declarada ( $\pm 1\%$ ) independe da potência medida (STRICKLER e DOMAN, 1982). Isso pode estar associado com a faixa de resultados relativamente mais estreita (360 W a 940 W) ou com a metodologia adotada na avaliação de incertezas.

No intervalo de potências que se estende de 50 W a 88 W as séries referentes aos calorímetros IPEN e SKB/Clab podem ser comparadas por interpolação. Nesse intervalo as incertezas dos resultados obtidos com uso do calorímetro IPEN são ligeiramente menores.

Extrapoladas para o intervalo de 50 W a 88 W, as incertezas referentes ao calorímetro PNL são maiores que as incertezas referentes ao calorímetro IPEN. Extrapoladas para o intervalo de 50 W a 88 W, as incertezas referentes ao calorímetro GE/Morris são menores que as incertezas referentes ao calorímetro IPEN.

### **5.1.5 Limitações reconhecidas**

Os recursos disponíveis no calorímetro IPEN não permitiram contemplar todas as possíveis fontes de incerteza na determinação da potência de decaimento. O reconhecimento das limitações do calorímetro é útil na medida em que permite evidenciar oportunidades para futuros desenvolvimentos.

#### **5.1.5.1 Efeito da capacidade térmica do sistema**

No cálculo da capacidade térmica  $C$  o elemento DMPV-01 foi considerado parte do sistema, presente como amostra na câmara de medição. O resultado calculado para essa configuração foi validado por meio de procedimento experimental, realizado com arranjo correspondente, conforme descrito no Item 4.1.4.2.

Embora o elemento DMPV-01 tenha sido substituído pelos elementos EC214, EC210 e EC207 nos experimentos subsequentes, as variações na capacidade  $C$  decorrentes dessas substituições não foram consideradas neste trabalho.

Como depende do inventário dos produtos de fissão e de ativação, a capacidade térmica real de cada elemento combustível é variável em função da razão de queima e do

tempo de decaimento. A avaliação realista dessa propriedade foi deixada como tema para futuro desenvolvimento.

#### **5.1.5.2 Escape de radiação gama**

As paredes do calorímetro IPEN não foram projetadas com função de blindagem para radiação. Por isso é razoável supor que uma parte da radiação emitida no decaimento dos produtos de fissão e de ativação escape ao volume do calorímetro sem depositar toda sua energia. De fato, os resultados obtidos com emprego do calorímetro IPEN são relativos exclusivamente à parte da potência de decaimento que é depositada no volume limitado pelas paredes do calorímetro.

O escape de radiação gama já foi estudado em condições semelhantes às aquelas descritas no Item 4 (STUREK e AGRENIUS, 2006). Foram considerados 50 elementos combustíveis descarregados de reatores BWR e 35 elementos combustíveis descarregados de reatores PWR, com potências de decaimento medidas entre 56 W e 714 W. Nos 85 elementos combustíveis submetidos a testes, a potência atribuída ao escape de radiação gama foi avaliada entre 2% e 3% da potência total de decaimento. Embora sejam referentes a elementos combustíveis muito diferentes dos elementos experimentados neste trabalho, os resultados publicados por STUREK e AGRENIUS (2006) foram considerados suficientes para justificar a decisão de deixar o escape de radiação gama como tema para futuro desenvolvimento.

#### **5.1.5.3 Medição de potência variável no tempo**

Conforme mostrado por meio das Figuras 4.8 e 4.11, a resposta dos sensores de fluxo de calor é atrasada em relação à potência gerada na câmara de medição. Durante os transientes a potência indicada num dado instante não corresponde exatamente à potência gerada pela amostra no mesmo instante. (No caso do calorímetro IPEN, a potência indicada representa mais fielmente a potência rejeitada para a vizinhança no mesmo instante.)

Essa distorção é consequência da separação física entre a fonte de calor e o elemento de medição propriamente dito, e não pode ser completamente evitada na calorimetria (SARGE, HÖHNE e HEMMINGER, 2014).

A despeito disso, a variação temporal da potência gerada pode ser recuperada desde que a resposta do calorímetro atenda a duas condições: a resposta a um pulso finito de geração de calor deve ser finita e previsível, e a resposta a uma sequência de pulsos finitos

deve ser equivalente à sobreposição das respostas a pulsos idênticos e isolados. Nesse caso é possível demonstrar que (SARGE, HÖHNE e HEMMINGER, 2014)

$$P_{conv}(t) = \int_{-\infty}^{\infty} P(t')F(t-t')dt', \quad (5.1)$$

onde  $P_{conv}$  é a potência indicada,  $F$  é a função de transferência característica do calorímetro e  $P$  é a potência real gerada pela amostra.

A potência real  $P$  pode ser recuperada da Eq. 5.1 por meio de transformações de Fourier ou por métodos recursivos (SARGE, HÖHNE e HEMMINGER, 2014), desde que a função de transferência  $F$  seja conhecida.

De fato, os dados registrados durante o uso do calorímetro IPEN se mostraram insuficientes para a determinação precisa da função de transferência  $F$ . Em consequência disso a recuperação da variação temporal da potência gerada pelas amostras foi deixada como tema para futuro desenvolvimento.

## 5.2 Experimentos com elementos combustíveis

### 5.2.1 Elemento EC214

A potência de decaimento gerada no elemento EC214 foi avaliada nos instantes correspondentes a 22 horas, 46 horas e 500 horas após a irradiação. Nos resultados obtidos para 22 horas e 46 horas após a irradiação, a principal causa de incerteza experimental é o tempo de resposta do calorímetro. Nos resultados obtidos para 500 horas após a irradiação, a incerteza experimental é devida principalmente ao limite de precisão da escala calibrada. Em todos os casos a incerteza associada à potência de decaimento foi avaliada dentro dos limites de  $\pm 4\%$ .

Considerando o histórico de potência do reator e a razão de queima declaradas para o elemento EC214, a potência de decaimento prevista conforme a norma ANSI/ANS-5.1-1994 é significativamente superior aos resultados experimentais em todos os casos: 50% superior para 22 horas após a irradiação, 48% superior para 46 horas e 46% superior para 500 horas após a irradiação.

Esse conjunto de resultados permite afirmar que o inventário de produtos de fissão e de ativação acumulados no elemento EC214 é significativamente menor que o esperado em vista do histórico de potência do reator e da razão de queima declarada para o elemento.

### 5.2.2 Elemento EC210

A potência de decaimento gerada no elemento EC210 foi avaliada nos instantes correspondentes a 46 horas e 72 horas após a irradiação.

Nos experimentos com o elemento EC210 o calorímetro foi operado em condições de circulação natural. Nessas condições a potência  $P_g$  converge mais lentamente para o patamar final do degrau de potência (Figuras 4.9 e 4.10). Em vista da Eq. 3.17 e levando em conta que a potência  $P_b$  é nula neste caso, a resposta mais lenta do calorímetro está necessariamente associada com a variação medida da temperatura da água na câmara de medição ( $d\bar{T}/dt$ ).

Em condições de circulação forçada as variações de temperatura são medidas prontamente porque a maior fração do volume circulante passa nas proximidades das termorresistências instaladas na câmara de medição. Em condições de circulação natural, ao contrário, as termorresistências ficam fora do caminho de menor resistência para o escoamento da água, por isso a velocidade do escoamento na sua vizinhança é reduzida e a percepção das variações de temperatura é retardada (a resposta das termorresistências instaladas na tampa do vaso é particularmente afetada). Essa característica de projeto foi identificada como causa raiz do aumento no tempo de resposta do calorímetro.

A análise quantitativa da resposta do calorímetro durante transientes com circulação natural de água foi deixada como tema para desenvolvimento futuro.

Nos resultados obtidos para 46 horas e 72 horas após a irradiação, a principal causa de incerteza experimental é o tempo de resposta do calorímetro. Nos dois casos a incerteza associada à potência de decaimento foi avaliada dentro dos limites de  $\pm 3\%$ .

Considerando o histórico de potência do reator e a razão de queima declaradas para o elemento EC210, a potência de decaimento prevista conforme a norma ANSI/ANS-5.1-1994 é significativamente inferior aos resultados experimentais: 7% inferior para 46 horas após a irradiação e 8% inferior para 72 horas após a irradiação.

Os resultados permitem afirmar que o inventário de produtos de fissão e de ativação acumulados no elemento EC210 é significativamente maior que o esperado em vista do histórico de potência do reator e da razão de queima declarada para o elemento.

### 5.2.3 Elemento EC207

A potência de decaimento gerada no elemento EC207 foi avaliada no intervalo que se estende de 1034 a 1043 dias após a irradiação. Nessas condições a principal causa de

incerteza experimental é o limite de precisão das constantes de calibração. A incerteza associada à potência de decaimento foi avaliada dentro dos limites de  $\pm 5\%$ . Isso foi possível com emprego do procedimento de calibração em concomitância descrito no Item 4.5.

Considerando o histórico de potência do reator e a queima declarada para o elemento EC207, a potência de decaimento prevista conforme a norma ANSI/ANS-5.1-1994 é 33% maior que o resultado experimental. Esse resultado permite afirmar que o inventário de produtos de fissão e de ativação acumulados no elemento EC207 é significativamente menor que o esperado em vista do histórico de potência do reator e da queima declarada para o elemento.

### **5.3 Adequação do modelo teórico**

A solução da equação que representa a resposta do calorímetro IPEN (Eq. 3.17) é simplificada quando o sistema pode ser considerado em regime permanente, já que o termo dependente de  $\bar{T}$  é anulado. Ocorre que a duração de cada experimento com o calorímetro é limitada em última instância pela disponibilidade das equipes de apoio à operação do reator. Efetivamente, a duração de cada experimento é limitada a seis horas. Em consequência dessa limitação, a aproximação de regime permanente não pôde ser aplicada aos experimentos com elementos combustíveis irradiados no reator IEA-R1.

Em princípio, a Eq. 3.17 poderia ser obtida a partir da equação de Tian, que é aplicável a microcalorímetros de condução (SARGE, HÖHNE e HEMMINGER, 2014). A despeito disso, a Eq. 3.17 foi deduzida a partir de princípios fundamentais da teoria sobre fenômenos de transporte de massa e energia. Essa escolha foi feita em vista das características particulares do calorímetro IPEN e das condições ambientais excepcionais em que o equipamento foi empregado. Além disso, a mera classificação do calorímetro IPEN como microcalorímetro seria discutível, já que a escala de medição não parece compatível com a designação, assim como as dimensões do vaso de medição e as dimensões das amostras examinadas.

### **5.4 Originalidade do trabalho apresentado**

Neste trabalho foram empregados conceitos da teoria sobre fenômenos de transporte de massa e energia. Também foram empregados conceitos básicos da calorimetria e foi relatada a utilização de dispositivos termoeletrônicos semicondutores, de maneira semelhante à relatada no uso de microcalorímetros. Embora não haja relatos de experimentos

calorimétricos com elementos combustíveis do reator IEA-R1, existem dados disponíveis sobre experimentos com elementos combustíveis semelhantes. Esses são meios e métodos consolidados, cuja aplicação isolada não constitui ineditismo.

Por outro lado, a aplicação combinada do conjunto particular de meios e métodos descritos neste trabalho era de fato inédita até então. Por isso o trabalho é defendido como uma contribuição original para a pesquisa na área da caracterização não-destrutiva de combustível nuclear irradiado.

## 6 CONCLUSÕES

O vaso do calorímetro suportou as condições de operação na piscina do reator sem apresentar falha que impedisse a realização dos experimentos com elementos combustíveis. O gabinete de controle suportou as condições de operação no saguão da piscina sem apresentar falha que impedisse o registro dos dados gerados durante os experimentos. Em vista disso o desempenho do calorímetro IPEN foi considerado suficiente para a realização deste trabalho.

Os resultados obtidos com uso do calorímetro IPEN são reproduzíveis dentro dos respectivos limites de incerteza, o que foi demonstrado por meio de experimentos de calibração (Item 4.1.3). Em vista disso é possível afirmar que o modelo teórico adotado para descrever a resposta do calorímetro (Eq. 3.17) é compatível com as condições em que os experimentos foram realizados.

O uso do calorímetro permitiu a medição de potências a partir de 4,1 W e produziu resultados com limites de incerteza dentro da faixa de  $\pm 5\%$ , conforme relatado no Item 4 deste texto. Em vista disso o modelo teórico adotado foi considerado compatível com os objetivos do trabalho.

Para cada um dos elementos combustíveis submetidos a experimentos, a potência avaliada com uso do calorímetro IPEN apresenta correlação com tempo decorrido desde a irradiação. Em vista das Figuras 4.6, 4.7, 4.9, 4.10, 4.12 e 4.13, essa correlação foi considerada consistente com a que é observada na predição teórica da potência de decaimento conforme os modelos ANSI/ANS (ANSI/ANS, 1994) e Wigner-Way (LEWIS, 2008).

Conforme apresentado no Item 5.1.3, as constantes de calibração obtidas com ou sem exposição significativa à radiação levaram a resultados semelhantes, com limites de incerteza sobrepostos. Em vista disso as curvas de calibração expressas pelas Eqs. 4.2 a 4.5 foram consideradas válidas para uso em condições de exposição à radiação originada nos elementos combustíveis irradiados no reator IEA-R1.

Conforme mostrado no Item 5.1.4, as incertezas dos resultados obtidos com o uso do calorímetro IPEN são comparáveis às incertezas relatadas no uso dos calorímetros SKB/Clab, GE/Morris e PNL. As incertezas associadas aos resultados obtidos com uso do calorímetro IPEN foram consideradas compatíveis com os objetivos deste trabalho.

A potência de decaimento foi prevista com base em dados de operação do reator: histórico de potência do reator e razão de queima declarada para os elementos combustíveis.



Para cada caso o resultado foi comparado à potência determinada por meios experimentais (Itens 4.2.1, 4.3.1, 4.4.1 e 4.5.1). Os desvios encontrados não podem ser acomodados nos limites de incerteza dos experimentos. Isso foi considerado indício de que o inventário de produtos de fissão e de ativação acumulados nos elementos submetidos a experimentos seja significativamente diferente do esperado em vista dos dados de operação do reator.

O objetivo primário deste trabalho era o desenvolvimento e a aplicação dos meios necessários para a avaliação experimental da potência gerada por decaimento de produtos de fissão e de ativação acumulados em elementos combustíveis irradiados no reator IEA-R1. A potência de decaimento foi determinada experimentalmente para três diferentes elementos combustíveis, com tempos de decaimento variando entre 22 horas e 1043 dias e com razões de queima de combustível variando entre 36% e 45% em relação à massa inicial de  $^{235}\text{U}$ . Em vista disso o objetivo principal do trabalho foi considerado alcançado.

O objetivo secundário deste trabalho era produzir resultados com precisão suficiente para permitir a verificação da potência de decaimento inferida a partir dos dados de operação referentes aos respectivos elementos combustíveis. Em todos os experimentos realizados a potência de decaimento foi determinada com incerteza dentro dos limites de  $\pm 5\%$ . Essa precisão foi considerada suficiente para fundamentar conclusões a respeito das diferenças entre a potência de decaimento determinada por meios experimentais e a potência inferida a partir dos dados de operação do reator. Em vista disso o objetivo secundário do trabalho foi considerado alcançado.

## REFERÊNCIAS

- ANS 5.1-2014 (R2019): Decay Heat Power in Light Water Reactors, 2022. *American Nuclear Society*. La Grange Park. Disponível em: <[https://www.techstreet.com/ans/standards/ans-5-1-2014-r2019?product\\_id=1894076](https://www.techstreet.com/ans/standards/ans-5-1-2014-r2019?product_id=1894076)>. Acesso em: 14 maio 2022.
- ANSI. *Decay Heat Power in Light Water Reactors*. La Grange Park: American National Standards Institute, 2005. (ANS 5.1).
- ANSI/ANS. *American National Standard for Decay Heat Power in Light Water Reactors*. La Grange Park: American Nuclear Society/American National Standards Institute, 1994. (ANSI/ANS-5.1-1994).
- BOCH, A. L. *The National Waste Terminal Storage Program*. Oak Ridge: Union Carbide, Office of Waste Isolation, 1976. (Y/OWI/TM-3).
- BRACKEN, D. S.; BIDDLE, R. S.; CARRILLO, L. A.; HYPES, P. A.; RUDY, C. R.; SCHNEIDER, C. M.; SMITH, M. K. *Application Guide to Safeguards Calorimetry*. Los Alamos: Los Alamos National Laboratory, 2002. (LA-13867-M).
- BUNNEY, L. R.; SAM, D. Gamma-ray spectra of the products of thermal-neutron fission of  $^{235}\text{U}$  at selected times after fission. *Nuclear Science and Engineering*, v. 39, n. 1, p. 81-91, 1970.
- CARSTENS, T.; CORRADINI, M.; BLANCHARD, J.; MA, Z. Gamma Radiation Influence on Thermoelectric Powered Wireless Sensors for Dry-Cask Storage. *Electrical and Power Engineering Frontier*, v. 2, n. 2, p. 30-36, Jun-2013.
- CNEN/DRS. *Glossário do Setor Nuclear e Radiológico Brasileiro*. Rio de Janeiro: Comissão Nacional de Energia Nuclear/Diretoria de Radioproteção e Segurança Nuclear, 2020.
- COSTA, L.; RASTOIN, J.; DE TOURREIL, R. Puissance résiduelle  $\beta$  et  $\gamma$  d'une fission de  $^{235}\text{U}$  et  $^{239}\text{Pu}$ —III: Resultats experimentaux et theoriques pour un spectre neutronique 'rapide'. *Journal of Nuclear Energy*, v. 26, n. 8, p. 431-441, 1972.
- CREER, J. M.; SHUPE JUNIOR, J. W. *Development of a Water Boil-Off Spent Fuel Calorimeter System*. Richland: Pacific Northwest Laboratory, 1981. (PNL-3434/UC-70).
- DAY, R. A.; CANNON, C. V. *Direct calorimetric study of fission product decay in active slugs*. Oak Ridge: U.S. Atomic Energy Commission, 1951. (AECD-2642). Disponível em [https://digital.library.unt.edu/ark:/67531/metadc101193/m2/1/high\\_res\\_d/metadc101193.pdf](https://digital.library.unt.edu/ark:/67531/metadc101193/m2/1/high_res_d/metadc101193.pdf), acesso em 01/02/2023.
- DEVORE, J. L. *Probability and Statistics for Engineering and the Sciences*. 7th. ed. Belmont: Brooks/Cole, 2009.

DURAZZO, M.; UMBEHAUN, P. E.; TORRES, W. M.; SOUZA, J. A. B.; SILVA, D. G.; ANDRADE, D. A. Procedures for manufacturing an instrumented nuclear fuel element. *Progress in Nuclear Energy*, n. 113, p. 166-174, 2019.

ENGLAND, T. R.; RIDER, B. F. *Evaluation and Compilation of Fission Product Yields 1993*. Los Alamos: Los Alamos National Laboratory, 1994. (LA-UR-94-3106/ENDF-349).

EVERREDTRONICS LTD. *Thermoelectric Module: TEC1-12706T125*. Shanghai: [2018].

GAULD, I. C.; ILLAS, G.; MURPHY, B. D.; WEBER, C. F. *Validation of SCALE 5 decay heat predictions for LWR spent nuclear fuel*. Oak Ridge: United States Nuclear Regulatory Commission, 2010. (NUREG/CR-6972, ORNL/TM-2008/015).

GAULD, I. C.; MURPHY, B. D. *Technical Basis for a Proposed Expansion of Regulatory Guide 3.54: Decay Heat Generation in an Independent Spent Fuel Storage Installation*. Oak Ridge: United States Nuclear Regulatory Commission, 2010. (NUREG/CR-6999, ORNL/TM-2007/231).

GEIST, W.; SANTI, P.; HYPES, P. Chap. 12, Analytical techniques in nuclear safeguards. In: L'ANNUNZIATA, M. F. (Ed.). *Handbook of Radioactivity Analysis*. 4th. ed. [Cambridge, MA]: Academic Press, v. 2, 2020, p. 873-920.

GREENTEG AG. *Heat Flux Sensors for R&D*. Zurich: 2018.

GUNST, S. B.; CONWAY, D. E.; CONNOR, J. C. Measured and calculated rates of decay heat in irradiated  $^{235}\text{U}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ , and  $^{232}\text{Th}$ . *Nuclear Science and Engineering*, v. 56, n. 3, p. 241-262, 1975.

GUNST, S. B.; CONWAY, D. E.; CONNOR, J. C. Measured and calculated rates of decay heat in irradiated  $^{235}\text{U}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ , and  $^{232}\text{Th}$  (Corrigendum). *Nuclear Science and Engineering*, v. 64, n. 4, p. 904, 1977.

IAEA. *Safety of Research Reactors: Specific Safety Requirements*. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2016. (SSR-3).

IAEA Research Reactor Database. Access provided by NUCLEUS information resource portal. Disponível em: <<https://nucleus.iaea.org/rrdb/#/home>>. Acesso em: 01 jul. 2022.

ILLAS, G.; GAULD, I. C. SCALE analysis of CLAB decay heat measurements faor LWR spent fuel assemblies. *Annals of Nuclear Energy*, n. 35, p. 37-48, 2008.

IPEN. *Relatório Final de Análise de Segurança*. São Paulo: Instituto De Pesquisas Energéticas e Nucleares, 1998. Cap 16, Análise de Segurança.

IPEN. *Relatório Final de Análise de Segurança*. São Paulo: Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, 1998a. Cap. 5.

IPEN. *Informe Anual*. São Paulo: Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, 1998b.

IPEN. *Progress Report 2005-2007*. São Paulo: Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares/Diretoria de Pesquisa, Desenvolvimento e Ensino, 2008.

IPEN. *Elemento Combustível Padrão IEA-207*. São Paulo: Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares/Centro do Combustível Nuclear, 2009. (RDC-CCN-IEA-207-02).

IPEN. *Elemento Combustível Padrão IEA-210*. São Paulo: Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares/Centro do Combustível Nuclear, 2010. (RDC-CCN-IEA-210-02).

IPEN. *Elemento Combustível Padrão IEA-214*. São Paulo: Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares/Centro do Combustível Nuclear, 2011. (RDC-CCN-IEA-210-02).

JANG, J.; EBIWONJUMI, B.; KIM, W.; PARK, J.; CHOE, J.; LEE, D. Validation of spent nuclear fuel decay heat calculation by a two-step method. *Nuclear Engineering and Technology*, n. 53, p. 44-60, 2021.

JOHNSTON, K. A calorimetric determination of fission product heating in fast reactor Plutonium fuel. *Journal of Nuclear Energy Parts A/B*, v. 19, n. 7, p. 527-539, 1965.

KATAKURA, J. Uncertainty analyses of decay heat summation calculations using JENDL, JEFF, and ENDF files. *Journal of Nuclear Science and Technology*, 50, n. 8, p. 799-807, 2013.

KING, F. D. *Status of Away from Reactor Spent Fuel Storage Program*. Aiken: Du Pont de Nemours and Company, 1979. (DPSP-AFR-79-6-3).

KRAPPE, H. J.; POMORSKI, K. *Theory of Nuclear Fission: A Textbook*. Berlin: Springer-Verlag, 2012.

KUTCHER, J. W.; WYMAN, M. E. An experimental study of the time dependence of the beta energy spectrum from  $^{235}\text{U}$  fission fragments. *Nuclear Science and Engineering*, v. 26, n. 4, p. 435-446, 1966.

LEWIS, E. E. *Fundamentals of Nuclear Reactor Physics*. [Burlington]: Academic Press, 2008.

McKINNON, M. A.; DOMAN, J. W.; HEEB, C. M.; CREER, J. M. *Monticello BWR Spent Fuel Assembly Decay Heat Predictions and Measurements*. Richland: Pacific Northwest Laboratory, 1986. (PNL-5799).

McNAIR, A.; BANNISTER, F. J.; KEITH, R. L. G.; WILSON, H. W. A measurement of the energy released as kinetic energy of  $\beta$ -particles emitted in the radioactive decay of the fission products of  $^{235}\text{U}$ . *Journal of Nuclear Energy*, v. 23, n. 2, p. 73-86, 1969.

McNAIR, A.; KEITH, R. L. G. A measurement of the  $\beta$  decay energy from the fission products of  $^{239}\text{Pu}$ . *Journal of Nuclear Energy*, v. 23, n. 11-12, p. 697-703, 1969.

MORAN, M. J.; SHAPIRO, H. N. *Fundamentals of Engineering Thermodynamics*. 5th ed. Chichester: John Wiley & Sons, 2006.

MURAKAMI, K.; KOBAYASHI, I. *Measurement of Decay Heat from Spent Fuel Assemblies of JPDR and JMTR*. Tokai: Japan Atomic Energy Research Institute, 1988. (JAERI-M/88-128).

MURPHY, B. D.; GAULD, I. C. *Spent Fuel Decay Heat Measurements Performed at the Swedish Central Interim Storage Facility*. Oak Ridge: United States Nuclear Regulatory Commission, 2010. (NUREG/CR-6971, ORNL/TM-2008/016).

NATIONAL INSTRUMENTS. *DAQCard E Series User Manual: Multifunction I/O Cards for PCMCIA*. Austin: NATIONAL INSTRUMENTS, 1999. (321138C-01).

NATIONAL INSTRUMENTS. *SCC-RTD01 Resistance Temperature Detector User Guide*. [Austin]: NATIONAL INSTRUMENTS, 2006. (371072C-01).

NATIONAL INSTRUMENTS. *DAQ E Series User Manual*. Austin: NATIONAL INSTRUMENTS, 2007. (370503K-01).

NATIONAL INSTRUMENTS. *Signal Conditioning: SC-2345/2350 Carrier User Manual*. Austin: NATIONAL INSTRUMENTS, 2007a. (371064F-01).

NEA. *Spent Nuclear Fuel Assay Data for Isotopic Validation*. [Paris]: OECD/Nuclear Energy Agency, 2011. (NEA/NSC/WPNCS/DOC(2011)5).

NOLAS, G. S.; SHARP, J.; GOLDSMID, H. J. *Thermoelectrics: Basic Principles and New Materials Developments*. [Berlin]: Springer Science, v. 45, 2013.

OMEGA. *Heat Flux Sensor Datasheets*. [Norwalk]: OMEGA, [2018].

PERRY, A. M.; MAIENSCHIN, F. C.; VONDY, D. R. *Fission-product afterheat: a review of experiments pertinent to the thermal-neutron fission of  $^{235}\text{U}$* . Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 1973. (ORNL-TM-4197).

PRADO, A. C. *Bancada de Experimentos para Avaliação de Propriedades de Conversores Termoelétricos*. São Paulo: IPEN, 2015. (IPEN-CEN-P&D-CEN-030-00-RELT-001-00).

PRADO, A. C.; ANDRADE, D. A.; UMBEHAUN, P. E.; TORRES, W. M.; BELCHIOR Jr, A.; PENHA, R. M. L. Status of the development of a fuel assembly decay heat calorimeter for the IEA-R1 nuclear research reactor. In: International Nuclear Atlantic Conference, October 21-25, 2019, Santos, SP. *Proceedings...* [Rio de Janeiro]: Associação Brasileira de Energia Nuclear. p. 4503-4514.

PRADO, A. C. *Proposta de Colaboração entre Centros de Pesquisa: Avaliação experimental da potência residual de elementos combustíveis do reator IEA-R1*. São Paulo: IPEN, 2019a. (FM-CEN-0502-01 V1).

RODRIGUES, A. C. I.; FERNANDO, A. J. *Relação de Elementos Combustíveis Reator IEA-R1*. São Paulo: IPEN/Centro do Reator de Pesquisas/Operação e Manutenção do reator, 2019.

- SALIBA-SILVA, A. M.; CARVALHO, E. F. U.; RIELLA, H. G.; DURAZZO, M. Chap. 2, Research Reactor Fuel Fabrication to Produce Radioisotopes. In: SINGH, N. (Ed.). **Radioisotopes: Applications in Physical Sciences**. Rijika: InTech, 2011, p. 21-54.
- SARGE, S. M.; HÖHNE, G. H.; HEMMINGER, W. **Calorimetry: Fundamentals, instrumentation and applications**. Weinheim: Wiley-VCH, 2014. 300 p.
- SCAGLIONE, J. M. ; MUELLER, D. E.; WAGNER, J. C.; MARSHALL, W. J. **An Approach for Validating Actinide and Fission Product Burnup Credit Criticality Safety Analyses-Criticality (keff) Predictions**. Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory/United States Nuclear Regulatory Commission, 2012. (NUREG/CR-7109, ORNL/TM-2011/514).
- SCHROCK, V. E. Evaluation of decay heating in shutdown reactors. **Progress in Nuclear Energy**, v. 3, n. 2, p. 125-156, 1979.
- SEABORG, G. T. The Plutonium history. In: Actinides in Perspective, September 10-15, 1981, Pacific Grove, CA. **Proceedings...** [s.l.]: Pergamon, 1982, p. 1-22.
- SHAMA, A.; ROCHMAN, D.; PUDOLLEK, S.; CARUSO, S.; PAUTZ, A. Uncertainty analyses of spent nuclear fuel decay heat calculations using SCALE modules. **Nuclear Engineering and Technology**, n. 53, p. 2816-2829, March-2021.
- SILVA, J. E. R., TERREMOTO, L. A. A.; TEODORO, C. A.; CASTANHEIRA, M.; LUCKI, G.; DAMY, M. A.; SILVA, A. T. Characterization of spent fuel elements stored at IEA-R1 research reactor based on visual inspections and sipping tests. In: International Nuclear Atlantic Conference, August 28-September 2, 2005, Santos, SP. **Proceedings...** [Rio de Janeiro]: ABEN.
- SILVA, J. E. R.; TERREMOTO, L. A. A.; CASTANHEIRA, M.; TEODORO, C. A.; SILVA, A. T.; DAMY, M. A.; LUCKI, G. Non destructive testing of irradiated fuel assemblies at the IEA-R1 research reactor. In: International Nuclear Atlantic Conference, September 30-October 5, 2007, Santos, SP. **Proceedings...** [Rio de Janeiro]: ABEN.
- SILVA, J. E. R.; SILVA, A. T.; TERREMOTO, L. A. A. Inspection experience with IEA-R1 spent fuel and non-destructive methods for qualification of high density LEU fuel ( $U_3Si_2$ -Al) at IPEN/CNEN-SP. In: International Conference on Research Reactor Fuel Management, March 22-25, 2009, Viena. **Proceedings...** Viena: European Nuclear Society, 2009. p. 450-454.
- SILVA, P. S. C.; ZAHN, G. S.; SOUZA, F. D. A. **Contribuições do Reator IEA-R1 para a Pesquisa Nuclear**. São Paulo: Blucher, 2022.
- SIMMONS, G. F. **Calculus With Analytic Geometry**. 2nd. ed. New York: McGraw-Hill, 1995.
- STRICKLER, H. R.; DOMAN, J. W. **In-plant Test Measurement for Spent Fuel Storage at Morris Operation: Vol 3, Fuel Bundle Heat Generation Rates**. San Jose: General Electric, 1982. (NEDG-24922-3).

STRICKLER, H. R.; EGER, K. J. *In-plant Test Measurement for Spent Fuel Storage at Morris Operation*: Vol 2, Fuel Bundle Radiation Levels. San Jose: General Electric, 1981. (NEDG-24922-2).

STUREK, F.; AGRENIUS, L. Part 1: Clab - Measurements of decay heat in spent nuclear fuel assemblies. In: SVENSK KÄRNBRÄNSLEHANTERING AB. *Measurements of decay heat in spent nuclear fuel at the Swedish interim storage facility, Clab*. Stockholm: SKB, 2006. p. 5-23.

TERREMOTO, L. A. A.; ZEITUNI, C. A.; PERROTTA, J. A.; SILVA, J. E. R. Gamma-ray spectroscopy on irradiated MTR fuel elements. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*, n. 450, p. 495-514, 2000.

TERREMOTO, L. A. A.; ZEITUNI, C. A.; PERROTTA, J. A.; TEIXEIRA e SILVA, A.; SILVA, J. E. R.; YAMAGUCHI, M.; TONDIN, J. B. M.; FRAJNDLICH, R. Fuel burnup calculation and measurement at IEA-R 1 research reactor. In: IAEA-RLA Workshop on Research Reactor Spent Fuel Characterization, 2001, Sao Paulo, SP. *Proceedings...* 2001. Disponível em: <http://repositorio.ipen.br/handle/123456789/15393>. Acesso em: 26 dez. 2022.

TOBIAS, A. Decay Heat. *Progress in Nuclear Energy*, n. 5, p. 1-93, 1980.

TODREAS, N. E.; KAZIMI, M. S. *Nuclear Systems I: Thermal Hydraulic Fundamentals*. New York: Taylor and Francis, 1993.

TONDIN, J. B. M. *Desenvolvimento de um programa computacional para gerenciamento de banco de dados de material nuclear*. 2011. 55 p. Dissertação (Mestrado em Tecnologia Nuclear) - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares - IPEN-CNEN/SP, São Paulo. Disponível em: <<https://teses.usp.br/teses/disponiveis/85/85131/tde-03042012-110437/en.php>> Acesso em: 18 nov. 2022.

TORRES, W. M.; UMBEHAUN, P. E.; ANDRADE, D. A. Cap. 5, Medida de Distribuição de Vazão no Núcleo do Reator IEA-R1 Usando o Elemento DMPV-01. In: SILVA, P. S. C.; ZAHN, G. S.; SOUZA, F. A. *Contribuições do Reator IEA-R1 para a Pesquisa Nuclear*. São Paulo: Blucher, 2022, p. 53-59.

UMBEHAUN, P. E. *Desenvolvimento de um Elemento Combustível Instrumentado para o Reator de Pesquisa IEA-R1*. São Paulo: Tese (Doutorado em Tecnologia Nuclear), 2016. Disponível em: <<https://www.teses.usp.br/teses/disponiveis/85/85133/tde-30062016-132417/pt-br.php>> Acesso em: 18 nov. 2022.

UNTERMYER, S.; WEILLS, J. T. *Heat Generation in Irradiated Uranium*. Chigago: Argonne National Laboratory, 1952. (AECD-3454).

WADSÖ, I. Trends in isothermal microcalorimetry. *Chemical Society Reviews*, p. 79-86, Jan-1997.

WAY, K.; WIGNER, E. P. The Rate of Decay of Fission Products. *Physical Review*, v. 73, n. 11, p. 1318-1330, 1948.

YARNELL, J. L.; BENDT, P. J. *Decay heat from products of  $^{235}\text{U}$  thermal fission by fast-response boil-off calorimetry*. Los Alamos: University of California, 1977. (LA-NUREG-6713/NRC-3).

YARNELL, J. L.; BENDT, P. J. *Calorimetric fission product decay heat measurements for  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{233}\text{U}$ , and  $^{235}\text{U}$* . Los Alamos: University of California, 1978. (NUREG/CR-0349, LA-7452-MS).

ZAMBONI, C. B. *Fundamentos da Física de Nêutrons*. São Paulo: Livraria da Física, 2007.

ZIRKLE, R. E. The Plutonium Project. *Radiology*, v. 49, n. 3, p. 269–270, Sep-1947.



## BIBLIOGRAFIA COMPLEMENTAR

IGAMI, M. P. Z. (Org.); VIEIRA, M. M. F. (Org.). *Guia para a elaboração de dissertações e teses apresentadas no Programa de Pós-graduação do IPEN/USP*. 3. ed. São Paulo: IPEN, 2017.

---

---

**INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES**  
**Diretoria de Pesquisa, Desenvolvimento e Ensino**  
**Av. Prof. Lineu Prestes, 2242 – Cidade Universitária CEP: 05508-000**  
**Fone/Fax(0XX11) 3133-8908**  
**SÃO PAULO – São Paulo – Brasil**  
**<http://www.ipen.br>**

**O IPEN é uma Autarquia vinculada à Secretaria de Desenvolvimento, associada à Universidade de São Paulo e gerida técnica e administrativamente pela Comissão Nacional de Energia Nuclear, órgão do Ministério da Ciência, Tecnologia, Inovações e Comunicações.**

---

---