AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

Estudo e projeto de novos cestos com boro para o armazenamento de elementos combustíveis queimados do reator IEA-R1

Antonio Carlos Iglesias Rodrigues

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

**Orientador:
Prof. Dr. Tufic Madi Filho**

**São Paulo
2016**

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

**Estudo e projeto de novos cestos com boro para o armazenamento de elementos
combustíveis queimados do reator IEA-R1**

Antonio Carlos Iglesias Rodrigues

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

Orientador:
Prof. Dr. Tufic Madi Filho

Versão Corrigida
Versão Original disponível no IPEN

São Paulo
2016

Dedicatória

Termino essa etapa de minha vida com uma certeza: a imensa gratidão que tenho por todos que me ajudaram durante esse caminho que percorri que tenho certeza não teria sido possível sem a colaboração de todos que estiveram envolvidos, direta ou indiretamente nesse trabalho.

Dedico esse trabalho a minha querida esposa Roziani e minhas filhas Beatriz e Amanda, que tanto me ajudaram entendendo minha ausência durante esse período.

AGRADECIMENTOS

Ao **Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN-CNEN/SP)**, que permitiu o desenvolvimento deste trabalho.

À **Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA)** que patrocinou minha participação em reuniões técnicas que muito contribuíram para este trabalho.

Ao **Professor Dr. Tufic Madi Filho** pela orientação, sugestões, paciência e apoio no desenvolvimento deste trabalho.

Ao **Professor Dr. Paulo de Tarso Dalledone Siqueira** pelo enorme auxílio durante a elaboração da modelagem, simulações e pela disponibilização do código MCNP-5.

Ao **Msc. Walter Ricci Filho**, chefe do Reator IEA-R1, pela sugestão e incentivo a este trabalho.

Ao colega **Davilson Gomes da Silva** pelos excelentes trabalhos realizados de artes gráficas.

Ao nosso grupo unido de mestrandos – **Mauro Onofre, Mello, Toyoda e Vaz** - pelo apoio e cooperação mútuos.

Aos colegas do grupo de Operação do Reator IEA-R1, pelo apoio durante a elaboração deste trabalho.

Aos colegas do grupo de Proteção Radiológica e Manutenção do Reator IEA-R1 pelo apoio e valiosas sugestões durante a elaboração deste trabalho.

A todos aqueles que contribuíram, direta e indiretamente, para a realização deste trabalho.

E também, não posso deixar de agradecer especialmente a minha esposa **Roziani** pela imensa paciência e compreensão, uma vez que estive ausente por tanto tempo e às minhas filhas **Beatriz e Amanda**.

Aos meus pais, **Venâncio e Ivone**, por me proporcionarem os primeiros passos rumo ao saber e ao estudo.

*“Lembre-se que as pessoas podem tirar tudo
de você, menos o seu conhecimento.”*

Albert Einstein (1879 – 1955)

ESTUDO E PROJETO DE NOVOS CESTOS COM BORO PARA O ARMAZENAMENTO DE ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS QUEIMADOS DO REATOR IEA-R1

Antonio Carlos Iglesias Rodrigues

RESUMO

O reator de pesquisas IEA-R1 opera em regime de 40 h semanais à potência de 4,5 MW. Nestas condições, os cestos disponíveis para o armazenamento dos elementos combustíveis irradiados possuem menos de metade da sua capacidade inicial. Assim, nestas condições de operação, teremos apenas cerca de seis anos de capacidade para armazenamento. Considerando que a vida útil desejada do IEA-R1 seja de pelo menos mais 20 anos, será necessário aumentar a capacidade de armazenamento de combustível irradiado. Dr. Henrik Grahn, especialista da Agência Internacional de Energia Atômica sobre o armazenamento molhado (em piscinas de estocagem), ao visitar o reator IEA-R1 (setembro/2012) fez algumas recomendações. Entre elas, a concepção e instalação de cestos fabricados com aço inoxidável borado e internamente revestidos com uma película de alumínio, de modo que a corrosão dos elementos combustíveis não ocorresse. Após uma revisão da literatura sobre opções de materiais disponíveis para esse tipo de aplicação chegamos ao Boralcan^{TM} fabricado pela 3M devido suas propriedades. Este trabalho apresenta estudos sobre a análise de criticalidade com o código computacional MCNP-5 utilizando duas bibliotecas americanas de dados nucleares avaliados (ENDF/B-VI e ENDF/B-VII) comparativamente. Estas análises demonstraram a possibilidade de dobrar a capacidade de armazenamento de elementos combustíveis, no mesmo espaço ocupado pelos cestos atuais, atendendo a demanda do reator de pesquisas IEA-R1 e também satisfazendo os requisitos de segurança da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) e da Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA).

Palavras-chave: reator de pesquisa, sistema de armazenamento de alta densidade, MCNP-5.

STUDY AND DESIGN OF THE NEW BASKETS WITH BORO FOR STORAGE ELEMENTS FUEL BURNED OF THE IEA-R1 REACTOR

Antonio Carlos Iglesias Rodrigues

ABSTRACT

The IEA-R1 research reactor on business under the 40 h weekly to the power of 4.5 MW. Under these conditions, the racks available for the storage of spent fuel elements have less than half of its initial capacity. Thus, in these operating conditions, we will have only about six years of capacity for storage. Whereas the desired service life of the IEA-R1 is at least another 20 years it will be necessary to increase the storage capacity of spent fuel. Dr. Henrik Grahn, an expert of the International Atomic Energy Agency on the wet storage (in storage pools), to visit the IEA-R1 reactor (September/2012) made some recommendations. Among them, the design and installation of baskets made of borated stainless steel and internally lined with an aluminum film, so that corrosion of the fuel elements does not occur. After a literature review of material options available for this type of use, we got to Boralcan^{TM} manufactured by 3M due to its properties. This work presents studies on the criticality analysis with the computer code MCNP-5 using two American libraries of the Evaluated Nuclear Data (ENDF/B-VI and ENDF/B-VII), and compare results based on each database. These analyzes demonstrated the possibility of doubling the storage capacity of fuel elements in the same space occupied by the current baskets, meeting the demand of the IEA-R1 research reactor and also meeting the security requirements and of the National Commission of Nuclear Energy (CNEN) and of the International Atomic Energy Agency (IAEA).

Key words: Research Reactor, High-Density Storage, MCNP-5

SUMÁRIO

PÁGINA

RESUMO	IV
ABSTRACT	V
SUMÁRIO	VI
LISTA DE FIGURAS	VIII
LISTA DE TABELAS	IX
LISTA DE ABREVIATURAS E SIGLAS	X
1 INTRODUÇÃO	1
1.1 Histórico das principais reformas e modificações	4
1.2 Descrição da Instalação	5
1.3 Elementos combustíveis do reator IEA-R1	10
1.3.1 Elemento combustível padrão	13
1.3.2 Elemento combustível de controle	15
1.4 Qualificação dos Elementos Combustíveis Nacionais	17
1.5 Armazenamento dos Elementos Combustíveis no Reator IEA-R1	17
1.6 Situação Atual dos Cestos de Armazenamento	20
1.7 Objetivo e Justificativa	23
1.8 Roteiro dos Capítulos Seguintes	24
2 REQUISITOS PARA ARMAZENAMENTO DE ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS IRRADIADOS	25
2.1 Normas e Regulamentações	25
2.2 Definição de Reação de Fissão em Cadeia e Criticalidade	31
3 MATERIAIS E MÉTODOS	33
3.1 Histórico do BORAL®	33
3.2 Problema do BORAL® em Piscinas de Armazenamento	35
3.3 O BORALCAN™	37
3.4 A Função do Boro	38
3.5 O CÓDIGO MCNP-5	41
4 MODELAGEM E RESULTADOS	43
4.1 Resultados Obtidos no Cálculo do keff	50
4.1.1 Resultados Obtidos com a Biblioteca ENDF/B-VI	50
4.1.2 Resultados Obtidos com a Biblioteca ENDF/B-VII	51
5 CONCLUSÕES	53
6 TRABALHOS FUTUROS	55

ANEXOS.....	56
<i>Anexo A – Folheto da Rio Tinto Alcan sobre o BORALCAN™.....</i>	<i>56</i>
<i>Anexo B – Dados de Entrada do Cesto Projetado para Simulação com MCNP-5</i> <i>(ENDF/B-VI) .....</i>	<i>58</i>
<i>Anexo C – Dados de Entrada do Cesto Projetado sem Absorvedor (BORALCAN™ foi</i> <i>substituído por Alumínio) (ENDF/B-VI) .....</i>	<i>61</i>
<i>Anexo D – Dados de Entrada do Cesto Projetado para Simulação com MCNP-5</i> <i>(ENDF/B-VII) .....</i>	<i>64</i>
<i>Anexo E – Dados de Entrada do Cesto Projetado sem Absorvedor (BORALCAN™ foi</i> <i>substituído por Alumínio) (ENDF/B-VII) .....</i>	<i>67</i>
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	70

LISTA DE FIGURAS

	Página
Figura 1 – Ilustração da área do IPEN com os principais prédios (fonte: própria)	1
Figura 2 - Foto aérea da localização do prédio do Reator no IPEN (fonte: própria).....	2
Figura 3 - Foto do núcleo do reator em operação a 4,5 MW (fonte: própria)	3
Figura 4 - Vista Geral com corte da Piscina do Reator IEA-R1 (fonte: própria)	7
Figura 5 - Desenho da configuração atual 256A (Jan/2016) [10].....	12
Figura 6 – Desenho do elemento combustível padrão do reator IEA-R1 fabricado no IPEN (fonte: própria).	13
Figura 7 - Esquema ilustrativo do elemento combustível padrão e seus principais componentes [8].	14
Figura 8 - Esquema de montagem do conjunto para laminação da placa combustível [8]...	15
Figura 9 – Desenho do elemento combustível de controle do reator IEA-R1 fabricado no IPEN (fonte: própria).	16
Figura 10 – Planta do terceiro andar do prédio do reator IEA-R1 [1].	18
Figura 11 – Vista superior dos cestos de armazenamento na piscina do reator [1].	19
Figura 12 – Representação do posicionamento atual (março/2016) dos ECs, refletores e dispositivos de irradiação nos cestos (fonte: própria).	22
Figura 13 - Representação esquemática da reação em cadeia de fissão [18].....	32
Figura 14 - Foto de um cesto de armazenamento de alta densidade fabricado com BORAL ® [11]	35
Figura 15 – (a) Foto de um corpo de prova de Boral ® com vários <i>blisters</i> ;	36
Figura 16 - Representa as rotas do processo de produção do BORALCAN ^{TM} (fonte: própria)	38
Figura 17 – Gráfico da seção de choque de ¹⁰ B versus energia do nêutron incidente [26] ..	39
Figura 18 – Gráfico da seção de choque de ¹¹ B versus energia do nêutron incidente [26] ..	40
Figura 19 – Simulação com MCNP-5 da termalização de um nêutron através de um meio após sucessivos choques (fonte: própria).	42
Figura 20 – Desenho 3D comparativo dos dois cestos com as dimensões (fonte: própria) .	43
Figura 21 - Zoom da vista frontal do cesto com elemento combustível obtida pelo <i>Vised</i> [32]	48
Figura 22 - Zoom da vista de topo do cesto com elemento combustível obtida pelo <i>Vised</i> [32]	49
Figura 23 – Desenho artístico 3D do novo cesto que será construído (fonte: própria).....	54

LISTA DE TABELAS

	Página
Tabela 1 - Comparativo dos cestos atuais com os novos cestos propostos no projeto (condição em março de 2016) (fonte: própria)	23
Tabela 2 - Considerações operacionais e de segurança para uma piscina de armazenamento de elementos combustíveis irradiados [15].....	26
Tabela 3 - Especificações do novo cesto do reator IEA-R1 (fonte: própria)	45
Tabela 4 - Especificações do elemento combustível padrão do reator IEA-R1 (fonte: própria)	46
Tabela 5 - Composição material do elemento combustível padrão simulado (fonte: própria)	47
Tabela 6 - Composição material do cesto simulado (fonte: própria)	48
Tabela 7 - Resultados obtidos no arquivo de saída do MCNP-5 com ENDF/B-VI (Caso 1) (fonte: própria)	51
Tabela 8 - Resultados obtidos para cesto de alumínio (sem absorvedor) com ENDF/B-VI (Caso 2) (fonte: própria).....	51
Tabela 9 - Resultados obtidos no arquivo de saída do MCNP-5 com ENDF/B-VII (Caso 3) (fonte: própria)	52
Tabela 10 - Resultados obtidos para cesto de alumínio (sem absorvedor) com ENDF/B-VII (Caso 4) (fonte: própria).....	52
Tabela 11 – Resumo dos resultados obtidos para o keff (fonte: própria)	53

LISTA DE ABREVIATURAS E SIGLAS

ABNT	Associação Brasileira de Normas Técnicas
AEC	<i>Atomic Energy Commission</i>
AIEA	Agência Internacional de Energia Atômica
ALARA	<i>As Low As Reasonable Achievable</i>
BC	Barra de Controle
Blisters	Bolhas geradas pelo acúmulo interno de gases, geralmente hidrogênio (H ₂)
BORAL®	Compósito constituído por um núcleo de pó de alumínio e partículas de carvão de boro (B ₄ C) misturadas e com um revestimento de alumínio em ambas as superfícies externas patenteado pela empresa americana <i>Brooks & Perkins</i> em 1956
BORALCAN™	Compósito de matriz metálica fabricado e registrado pela Rio Tinto Alcan
Briquete	<i>Cermet</i>
BS#1	Barra de Segurança número 1
BS#2	Barra de Segurança número 2
BS#3	Barra de Segurança número 3
Buckling	Mede a fuga de nêutrons devido à geometria e a diferença entre a produção e a absorção de nêutrons pelo material
CEN	Centro de Engenharia Nuclear
Cermet	É obtido da compactação de uma mistura dispersa e homogeneizada de pós (exemplo Al + U ₃ O ₈ ou U ₃ Si ₂)
CIC	Câmara de Ionização Compensada
CINC	Câmara de Ionização Não – Compensada
CNEN	Comissão Nacional de Energia Nuclear
CRPq	Centro do Reator de Pesquisas IEA-R1
CTMSP	Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo
Dash-pot	Amortecedor de queda da barra de controle
EIBe	Elemento de Irradiação de Berílio

EIBRA	Elemento de Irradiação de Berílio Refrigerado a Água
EIF	Elemento de Irradiação de Fios
EIRA	Elemento de Irradiação Refrigerado a Água
ENDF/B-VI	<i>Evaluated Nuclear Data File / version B-VI</i>
ENDF/B-VII	<i>Evaluated Nuclear Data File / version B-VII</i>
Fourchet	Em forma de garfo
IAEA	<i>International Atomic Energy Agency</i>
IEA-R1	Instituto de Energia Atômica - Reator 1
INPUT	Arquivo de dados de entrada
IPEN	Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares
keff	Fator de multiplicação efetivo
MCNP-5	<i>Monte Carlo N-Particle – version 5</i>
MMC	<i>Metal Matrix Composite</i>
MTR	<i>Materials Testing Reactor</i>
MW	Megawatt = 10^6 watts
NETCO	<i>Northeast Technology Corp</i>
NRC	<i>Nuclear Regulatory Commission</i>
NUKEM	Fabricante alemã de combustíveis nucleares
SAD	Sistema de Aquisição de Dados
SCRAM	Sistema de Desligamento Automático do Reator
SIP	Sistema de Isolamento da Piscina
SRE	Sistema de Refrigeração de Emergência
SSG	<i>Specific Safety Guide</i>
Storage Rack	Cesto de Estocagem
SVAC	Sistema de Ventilação e Ar-Condicionado
Tallies	Comandos para execução de determinada tarefa
Vised	Editor de visualização do MCNP
ZAID	Identificador (ID) do isótopo onde Z é o número atômico e A é o número de massa

1 INTRODUÇÃO

O Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares IPEN-CNEN/SP tem como uma de suas principais instalações um reator nuclear de pesquisa, projetado e construído pela empresa Babcock & Wilcox dos Estados Unidos, sendo denominado IEA-R1.

Em 23 de Setembro de 1956 deu-se início às obras de engenharia civil para a construção do prédio pela firma Martins - Engel, do que seria o primeiro reator latino-americano, cuja parte civil foi concluída em 21 de Março de 1957, quase seis meses após o início das obras [1].

De Fevereiro a Setembro de 1957 foram instalados os equipamentos e calibrada toda a instrumentação eletrônica. Em 16 de Setembro deste mesmo ano, às 11 horas e 10 minutos, o reator atingia a sua primeira criticalidade [1].

O Reator IEA-R1 do Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares está localizado no Campus da Universidade de São Paulo na Cidade Universitária Armando de Salles Oliveira, em São Paulo, SP, como mostrado nas Figuras 1 e 2.

Figura 1 – Ilustração da área do IPEN com os principais prédios (fonte: própria)

Figura 2 - Foto aérea da localização do prédio do Reator no IPEN (fonte: própria)

O reator é do tipo piscina tendo atingido sua primeira criticalidade em 16 de setembro de 1957. Durante os três primeiros anos de operação, a potência do Reator foi de até 1 MW. De 1960 a 1995, o regime de operação do Reator foi de 40h semanais a uma potência de 2 MW. A partir de 1995, o Reator teve seu regime de operação modificado para 64 h ininterruptas visando a produção de ^{153}Sm e o atendimento ao corpo científico do IPEN-CNEN/SP [1].

O reator nuclear IEA-R1 tem sido utilizado intensamente durante mais de 50 anos, sendo um dos mais antigos e bem utilizados reatores de pesquisa do mundo, conforme avaliação da Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA), para atividades de pesquisa e desenvolvimento. Cabe salientar aqui que, além de pesquisa, o reator também é intensamente utilizado para geração de diversos tipos de produtos e prestação de serviços, dentre os quais o mais importante é a produção de radioisótopos primários para a preparação de radiofármacos utilizados na Medicina Nuclear [2].

Durante os últimos 15 anos, o reator sofreu várias reformas em seus sistemas e equipamentos vitais, devido aos desgastes pelo uso e, essas reformas continuam em vista da proposta de elevação da potência do reator dos atuais 4,5 para 5,0 MW e operação contínua de 120 horas por semana, futuramente.

Com a crescente demanda e o surgimento de novas aplicações de radioisótopos para o uso em medicina, tais como ^{153}Sm , ^{131}I e o ^{99}Mo , foi necessária a alteração do regime de operação e o aumento da potência para 5 MW. Visando este novo ritmo de trabalho e adequação da instalação para este aumento de potência foi iniciado um projeto de modernização contínua do Reator.

Como um dos resultados desse esforço, no ano de 2002 o Centro do Reator de Pesquisa do IPEN obteve a certificação *ABNT NBR ISO 9001:2008* outorgada pela Fundação Vanzolini, e se constitui em um dos poucos reatores do mundo a obter tal certificação [3].

Na Figura 3 temos uma foto do núcleo do reator em operação a 4,5 MW de potência.

Figura 3 - Foto do núcleo do reator em operação a 4,5 MW (fonte: própria)

1.1 Histórico das principais reformas e modificações

Desde a sua inauguração, as instalações do reator passaram pelas seguintes modificações [4, 5 e 6]:

- a) em 1971, o Sistema de Ventilação foi modificado para a instalação de equipamentos para exaustão de emergência;
- b) em 1974, houve a duplicação dos circuitos primário e secundário do Sistema de Resfriamento do Reator com a instalação de volantes de inércia nos mancais dos motores elétricos;
- c) em 1976, a mesa de controle foi substituída por uma mais moderna com componentes de estado sólido;
- d) em 1977, foi substituído o revestimento interno da piscina de azulejos por aço inoxidável;
- e) em 1987/1988, o interior do prédio do reator foi separado em áreas quentes e frias a partir da construção de paredes de concreto armado e introdução de antecâmaras;
- f) em 1995/1996, foram introduzidos novos Sistemas de Ventilação e Ar Condicionado sendo um para as áreas quentes e outro para as áreas frias. Também foi realizada a troca da linha do circuito secundário, e ainda neste ano, a torre de resfriamento TR-B do circuito secundário foi reformada;
- g) em 1997, foi instalado o SRE (Sistema de Refrigeração de Emergência) e o SIP (Sistema de Isolamento da Piscina) que atuam em conjunto com a finalidade de preservar a integridade do núcleo no caso de um acidente de grande perda de refrigerante;
- h) em 2002, foram substituídos 10 elementos refletores e três dispositivos de irradiação de grafite por elementos refletores e de irradiação de Berílio. Foram colocados revestimentos de Alumínio nos cestos de aço inox para estocagem de elementos irradiados na piscina. Novos elementos combustíveis com menor densidade de Urânio nas placas externas foram construídos;

- i) em 2003 foram trocadas as barras de segurança e controle do reator e os Sistemas de Tratamento e Retratamento de Água da Piscina do reator;
- j) em 2004, o Sistema de Aquisição de Dados (SAD) foi implementado com o objetivo de monitorar os principais parâmetros de operação, em redundância com os sistemas existentes na sala de controle.
- k) em 2007 o trocador de calor original foi substituído assim como o sistema pneumático de irradiação de amostras.
- l) em agosto de 2011, o sistema SAD foi introduzido no sistema de qualidade do Reator IEA-R1, sendo incluído nos programas de manutenção preventiva e calibração.
- m) em 2013, foram identificados pontos de corrosão nos suportes e alguns parafusos dos flanges da tubulação do circuito primário de refrigeração. A manutenção destes itens, principalmente a retirada dos referidos parafusos, ocasionou o aparecimento de pequenas fissuras, que levaram, por decisão do corpo técnico, à substituição da tubulação deste circuito.

1.2 Descrição da Instalação

O prédio do reator IEA-R1 é composto por cinco pavimentos assim distribuídos [7]:

- a) subsolo: onde se localiza a Casa das Máquinas;
- b) 1º andar: Salão de Experimentos;
- c) 2º andar: Sala de Ventilação e Ar-Condicionado, Almoxarifados e o acesso principal do prédio;
- d) 3º andar: Saguão da Piscina do Reator, Sala de Controle e Oficinas de Apoio;
- e) 4º andar: Sala de Exaustão, com filtros e chaminé do Sistema de Exaustão do Reator.

O núcleo do reator encontra-se dentro da piscina a 6,89 metros da superfície da água (da altura do ladrão ao topo dos elementos combustíveis) e

está montado em uma placa matriz com oitenta orifícios, na qual é possível a disposição dos combustíveis em vários arranjos experimentais.

Esta placa é sustentada por uma treliça de alumínio conectada a uma plataforma móvel, onde estão montados os quatro mecanismos de acionamento das barras e detectores que enviam sinais para a mesa de controle.

Oito tubos de alumínio para feixe de nêutrons com diâmetros de 6 e 8 polegadas estão dispostos radialmente ao núcleo do reator. Um tubo tangencial localiza-se à face sul do núcleo e outros dois estão localizados em frente à coluna térmica. Estes tubos são utilizados para experimentos com nêutrons e radiação gama.

A piscina possui 9 metros de profundidade por 3 metros de largura e 10 metros de comprimento, e volume de aproximadamente 273 m³ de água deionizada e é dividida em dois compartimentos. O primeiro compartimento destina-se ao armazenamento de elementos combustíveis queimados e manuseio de material radioativo, e o segundo contém o núcleo do reator e é destinado à operação.

O núcleo do Reator está situado a 6,89 metros da superfície da piscina, tem a forma de um paralelepípedo composto por 20 elementos combustíveis padrões, 4 elementos combustíveis de controle, 25 elementos refletores de grafite e berílio, 7 posições para irradiação de amostras e tampões encaixados verticalmente em uma placa matriz de alumínio. Esta placa é sustentada por uma treliça conectada a uma plataforma móvel que permite o seu deslocamento ao longo da piscina [3].

O Reator IEA-R1 possui um núcleo aberto que permite:

- a. flexibilidade para colocação e retirada de amostras mesmo com o Reator em operação;
- b. colocação de dispositivos especiais;
- c. montagem de experimentos;
- d. obtenção de parâmetros operacionais.

A piscina é revestida internamente por chapas de aço inoxidável, sendo que a blindagem radiológica que envolve o núcleo é feita por uma camada de

água de 2 metros de espessura na região lateral, e até 2,4 metros de concreto com barita nas paredes da piscina.

Na **Figura 4** temos uma vista geral com corte da piscina do Reator IEA-R1.

Figura 4- Vista Geral com corte da Piscina do Reator IEA-R1 (fonte: própria)

Os circuitos de resfriamento do núcleo foram construídos com redundância, sendo que apenas um circuito é suficiente para remover a potência nominal de

operação do reator a 5 MW. A forma com que foram projetados permite alternar circuitos e alinhamentos dos seus diversos componentes.

Cada circuito de resfriamento consiste de:

- a) uma bomba do circuito primário;
- b) uma bomba do circuito secundário;
- c) um trocador de calor;
- d) uma torre de resfriamento do circuito secundário.

O Sistema de Isolamento da Piscina (SIP) e o Sistema de Resfriamento de Emergência (SRE) atuam em conjunto no caso de uma grande perda de refrigerante evitando a exposição do núcleo.

O oxigênio contido na água que atravessa o elemento combustível promovendo sua refrigeração é ativado pelos nêutrons gerados pelo reator formando ^{16}N através da reação $^{16}\text{O} (n, p) ^{16}\text{N}$, e este último é altamente radioativo (com meia-vida de aproximadamente 7 segundos). Para a diminuição do nível de radioatividade da água da piscina do reator existe um tanque de decaimento localizado no circuito primário de resfriamento que funciona como um retardo para o retorno da água para a piscina, pois o tempo de residência da água em seu interior é cerca de 1 minuto, o que possibilita o decaimento do ^{16}N para ^{16}O e consequente diminuição da radioatividade da água.

O controle de reatividade do reator é feito por meio de três barras de segurança e uma barra de controle, do tipo lâmina dupla, constituídas de uma liga de Ag, In e Cd (com 80%, 15% e 5% respectivamente) revestidas de aço inox as quais são movimentadas no núcleo por um mecanismo de acionamento constituído de motores síncronos. As barras são sustentadas por magnetos que são desenergizados manual ou automaticamente no caso de algum evento não usual, fazendo-as cair por ação da gravidade, desligando o reator.

Duas câmaras de ionização não compensadas, uma câmara de ionização compensada e uma câmara de fissão fazem parte da instrumentação nuclear, que enviam sinais para a mesa de controle. Na sala de controle estão instalados os instrumentos de apoio à operação, abaixo relacionados:

- a) mesa de controle;
- b) monitores de radiação de área, dutos e contaminação de ar;
- c) sistema de Alarmes de Radiação;

- d) comando das bombas dos circuitos primário, secundário e ventiladores das torres de resfriamento;
- e) comandos do Sistema de Ventilação e Exaustão de Ar-Condicionado;
- f) alarme de incêndio;
- g) quadro sinótico do Sistema de Resfriamento de Emergência;
- h) comando das válvulas de isolamento do circuito primário;
- i) iluminação de emergência;
- j) indicação de condutividade de água da piscina e da água de reposição;
- k) sistema de análise de vibração dos mancais dos volantes de inércia;
- l) comunicação interna e externa;
- m) sistema de aquisição de dados.

O Sistema de Ventilação e Ar-Condicionado (SVAC) mantém o prédio despressurizado nas áreas com maior risco de contaminação em caso de acidente, tais como: Saguão da Piscina, Casa de Máquinas e Salão de Experimentos. Estas áreas estão isoladas do restante do prédio por antecâmaras.

A qualidade da água da piscina do reator é mantida por sistemas de resinas trocadoras de íons, consistindo nos Sistemas de Tratamento e Retratamento da Água. O Sistema de Tratamento é utilizado para completar o nível de água da piscina com a pureza necessária aos níveis operacionais. O Sistema de Retratamento opera continuamente e tem como finalidade a manutenção da qualidade da água da piscina de maneira a minimizar os efeitos de corrosão e os níveis de dose de radiação na superfície da piscina [7].

O fornecimento de energia elétrica é feito por meio da rede elétrica da concessionária local. No caso de uma eventual interrupção no fornecimento, um conjunto de quatro moto geradores tem condição de fornecer energia elétrica aos sistemas vitais e essenciais para manter o reator em operação, sempre que for necessária a operação ininterrupta do reator.

Os principais sistemas do reator (canais de segurança, temperatura da água na saída do núcleo, vazão do circuito primário, monitores de área 1,2 e 5, entre outros) enviam sinais à mesa de controle, por meio de uma cadeia de relés que compõem o Sistema de Inter travamento do circuito de segurança. Este circuito está ligado diretamente ao Sistema de Desligamento Automático do

Reator (SCRAM). Se alguma anormalidade ocorrer durante o funcionamento do reator, haverá a abertura do respectivo contato do relé e consequente interrupção da corrente elétrica que alimenta os magnetos que sustentam as barras de controle e de segurança, provocando a queda destas por gravidade e o consequente desligamento do reator [1].

1.3 Elementos combustíveis do reator IEA-R1

Em relação aos elementos combustíveis do reator, quatro grandes lotes descrevem seu histórico [4, 5 e 6]. O primeiro lote (de 1957) de 40 elementos combustíveis enriquecidos a 20% apresentou problemas de corrosão e foi substituído pelo segundo lote em 1961 de 39 elementos também com grau de enriquecimento de 20%.

Em 1968, foram adquiridos 43 elementos combustíveis enriquecidos a 93% (terceiro lote) dos Estados Unidos que passaram a substituir os elementos do 2º lote, enriquecidos a 20% já queimados, iniciando-se assim um processo de conversão do núcleo de “baixo” para “alto” grau de enriquecimento.

Em 1972 foram adquiridos quatro conjuntos de elementos combustíveis de controle e barras absorvedoras do tipo “*Fourchet*” da França, substituindo as antigas barras de carbeto de boro por uma liga de Ag-Cd-In.

A partir de 1978, devido aos acordos de não proliferação de armas nucleares, só foi permitida a comercialização de elementos combustíveis com grau máximo de enriquecimento limitado a 20%.

Em 1981 foi importado o quarto e último lote de 5 elementos combustíveis da Alemanha (NUKEM), enriquecidos a 20%, iniciando-se assim um processo inverso de conversão do núcleo de “alto” para “baixo” grau de enriquecimento.

Em 1985 o IPEN, por meio da então denominada Diretoria de Materiais, iniciou a fabricação de elementos combustíveis com o enriquecimento máximo a 20% e em 05 de setembro de 1988 foi colocado no reator IEA-R1 o primeiro elemento combustível MTR (*Materials Testing Reactor*), um protótipo de fabricação nacional contendo duas placas, para qualificação e performance. Logo depois entrou o segundo protótipo contendo 10 placas, iniciando-se nesta data a conversão de todo o núcleo para elementos de fabricação nacional [8].

Estes elementos combustíveis eram do tipo dispersão de $\text{U}_3\text{O}_8\text{-Al}$ com uma densidade de $1,9 \text{ g U/cm}^3$ (27% em volume de U_3O_8 e 63% da Al na dispersão) e foram, até 1996, substituindo gradualmente no reator IEA-R1 os elementos combustíveis com alto grau de enriquecimento em ^{235}U .

A partir de 1997 foi aumentada a fração volumétrica de U_3O_8 para 33% na dispersão. A densidade de urânio na placa passou para $2,3 \text{ g U/cm}^3$.

A partir de 1998 foram introduzidos no reator os primeiros combustíveis do tipo dispersão de $\text{U}_3\text{Si}_2\text{-Al}$. Estes combustíveis contêm 27% em volume de U_3Si_2 e 63% em volume de Al na dispersão permitindo alcançar uma densidade de urânio de $3,0 \text{ g U/cm}^3$ na dispersão [9].

Em 2010 foi introduzido no núcleo o primeiro elemento combustível instrumentado fabricado no Brasil pelo IPEN.

O núcleo do reator de pesquisas IEA-R1 possui atualmente 24 elementos combustíveis (EC) tipo MTR, sendo 20 destes elementos do tipo padrão e 4 do tipo de controle, montados sobre a placa matriz formando um arranjo ou configuração. A Figura 5 apresenta a configuração atual 256A que entrou em operação em janeiro de 2016 [10].

CONFIGURAÇÃO - 256A 22 - 28 DEZEMBRO 2015

Figura 5- Desenho da configuração atual 256A (Jan/2016) [10].

1.3.1 Elemento combustível padrão

O elemento combustível padrão é constituído por um bocal de extremidade, duas placas suporte laterais, dezoito placas combustíveis e um pino de sustentação na extremidade superior [1 e 8].

As placas combustíveis são montadas mecanicamente nas placas suportes laterais, formando um estojo, que é por sua vez, de um lado fixado ao bocal de extremidade que permite o encaixe do elemento combustível na placa matriz do reator e, de outro lado possui o pino de sustentação que permite o manuseio do elemento.

Cada placa suporte lateral possui ranhuras usinadas ao longo do seu comprimento com a finalidade de constituir encaixe e fixação às placas combustíveis.

A ligação das placas combustíveis às placas suporte laterais se dá através da deformação mecânica dos ressaltos existentes entre as ranhuras das placas suporte laterais.

A Figura 6 e a Figura 7 mostram um elemento combustível padrão do IEA-R1 produzido no IPEN em detalhes.

Figura 6 – Desenho do elemento combustível padrão do reator IEA-R1 fabricado no IPEN (fonte: própria).

Figura 7 - Esquema ilustrativo do elemento combustível padrão e seus principais componentes [8].

As placas combustíveis são fabricadas por processo de laminação de um conjunto briquete/moldura/revestimento (“sanduíche”), tendo na região central o material combustível e como revestimento alumínio. O material combustível poderá se apresentar na forma de combustíveis de U_3O_8 ou de U_3Si_2 , com 20% em peso de enriquecimento do isótopo físsil ^{235}U , dispersos em matriz metálica de alumínio formando o chamado **briquete**. A quantidade de ^{235}U por placa é variável em função do material combustível e da fração volumétrica deste material na dispersão. A Figura 8 ilustra o esquema de montagem do conjunto a ser laminado para obtenção da placa combustível [1 e 8].

Figura 8 - Esquema de montagem do conjunto para laminação da placa combustível [8].

1.3.2 Elemento combustível de controle

A função do elemento combustível de controle é controlar a reação em cadeia do reator, pois possui dois canais onde são inseridas as barras absorvedoras de nêutrons constituídas de uma liga de Ag, In e Cd.

O elemento combustível de controle é constituído por um bocal na extremidade inferior para fixação na placa matriz do núcleo, duas placas suporte laterais, doze placas combustíveis, duas placas guias externas, duas placas guias internas e um amortecedor de queda do elemento absorvedor de nêutrons [1].

As placas suporte laterais do elemento combustível de controle possuem comprimentos maiores que as do elemento combustível padrão, pois além de fixar as placas combustíveis também alojam e guiam as lâminas das barras de controle em todo o seu percurso durante sua movimentação, através das ranhuras especialmente projetadas para esta finalidade.

Além das ranhuras, duas placas guias (uma interna e outra externa) são fixadas à placa suporte lateral, formando um canal para a movimentação das lâminas do elemento absorvedor de nêutrons. As placas guias têm a função, também, de proteger as placas combustíveis adjacentes e manter uniformes seus canais de refrigeração. A ranhura central, existente na placa suporte lateral, é que guia, efetivamente, a lâmina do elemento absorvedor de nêutrons.

As características de projeto e fabricação das placas combustíveis do elemento combustível de controle, bem como o modo empregado na fixação

destas nas placas suporte laterais são idênticos às do elemento combustível padrão descrito no item anterior [1].

O amortecedor de queda da barra de controle “*dash-pot*” é constituído de um bloco retangular de alumínio que contém uma cavidade cilíndrica central para o alojamento do êmbolo do elemento absorvedor de nêutrons, e diversos furos laterais por onde ocorre a expulsão da água durante o amortecimento. A Figura 9 mostra um elemento combustível de controle do IEA-R1 fabricado no IPEN.

Figura 9 – Desenho do elemento combustível de controle do reator IEA-R1 fabricado no IPEN (fonte: própria).

1.4 Qualificação dos Elementos Combustíveis Nacionais

Desde 1988, quando entrou no reator IEA-R1 o primeiro combustível de fabricação IPEN, um programa de acompanhamento para qualificação dos combustíveis nacionais vem sendo realizado [9]. Até junho de 1996, $\frac{2}{3}$ do núcleo do reator já era composto por combustíveis fabricados no IPEN, tendo alguns deles atingido mais que 30% de queima (em termos de átomos de ^{235}U) sem apresentar alterações em suas características geométricas.

Atualmente, encontram-se qualificados para utilização no Reator IEA-R1 os combustíveis de $\text{U}_3\text{O}_8\text{-Al}$ com densidades de até $2,3 \text{ g U/cm}^3$ e de $\text{U}_3\text{Si}_2\text{-Al}$ com densidades até $3,0 \text{ g U/cm}^3$. A atividade da água da piscina do reator tem se mantido dentro dos níveis normais.

Nos combustíveis de $\text{U}_3\text{Si}_2\text{-Al}$, hoje predominantes no reator IEA-R1, a fração volumétrica de 27% na dispersão é baixa e o desempenho da placa combustível sob irradiação é bastante estável já que o volume de matriz metálica (Al) predomina nas mudanças de características ocorridas durante irradiação da placa combustível.

A queima máxima estabelecida como critério de retirada do combustível do núcleo (50% em átomos de ^{235}U) impõe também um conservantismo de utilização [1].

1.5 Armazenamento dos Elementos Combustíveis no Reator IEA-R1

Os elementos combustíveis novos ou frios (aqueles que não foram irradiados) podem ser armazenados na sala de estocagem de material nuclear seco (cofre) localizado no terceiro andar do prédio do reator, como observado na Figura 10, ou no compartimento de estocagem da piscina do reator [1].

Os elementos frios podem ser movimentados manualmente, enquanto os irradiados necessitam de uma ferramenta especial para sua movimentação e não podem ser retirados da piscina do reator, sem que seja feito um planejamento e a monitoração dos níveis de radioatividade pela equipe de proteção radiológica do reator [1].

Somente a equipe de operação do reator está autorizada a fazer o manuseio de elementos combustíveis.

Os elementos combustíveis irradiados são estocados em cestos de aço inoxidável localizados no compartimento de estocagem da piscina do reator, como apresentado na Figura 11.

No compartimento de estocagem da piscina do reator existem três cestos suspensos afixados na parede da piscina, com capacidade para estocar $24 + 24 + 36$ elementos combustíveis, perfazendo um total de 84 posições, onde ficam armazenados os elementos combustíveis queimados [1]. Em cada posição dos cestos de armazenamento de combustível estão instaladas caixas de revestimento fabricadas em alumínio, para minimizar a corrosão galvânica existente entre as placas dos elementos combustíveis e o material estrutural do cesto de armazenamento [1].

Figura 10 – Planta do terceiro andar do prédio do reator IEA-R1 [1].

Figura 11 – Vista superior dos cestos de armazenamento na piscina do reator [1].

Além dos locais citados anteriormente, também existem tubos de estocagem localizados no primeiro andar do prédio do reator. No total são 50 tubos, sendo que 45 possuem um diâmetro de 15,24 cm (6") e 5 possuem um diâmetro de 20,32 cm (8"). O comprimento total do tubo é 3,15 m [1].

Estes tubos podem armazenar somente elementos combustíveis com baixíssima queima (pouco irradiados) devido ao risco radiológico, pois quanto maior a queima maior será a geração de produtos de fissão de alta atividade e, conseqüentemente maior será o nível de radioatividade.

1.6 Situação Atual dos Cestos de Armazenamento

Ao longo desses vários anos de operação do reator foram gerados muitos elementos combustíveis queimados e outros elementos especiais (tais como elementos de irradiação, refletores, fonte de nêutrons, entre outros). Estes elementos ao serem retirados do núcleo do reator apresentam alto nível de radioatividade não podendo ser retirados da piscina. Então são colocados em cestos no compartimento de estocagem onde ficam decaindo (até que diminua seus níveis de radioatividade).

Atualmente, os cestos disponíveis para armazenamento dos elementos combustíveis irradiados apresentam uma fração de ocupação maior que 83% (70 posições ocupadas de 84 totais) conforme apresentado na Figura 12, o que mostra o nível atual de utilização dos cestos.

Assim, mantendo-se as condições atuais de operação do reator (32h semanais a 4,5 MW de potência) teremos uma taxa de utilização de ~3 posições/ano o que resulta em uma autonomia de cerca de 5 anos de operação, pois ainda não temos um destino definitivo para este tipo de rejeito.

Considerando que a vida útil estimada do reator IEA-R1 é de cerca de mais 20 anos, será necessário aumentar a capacidade de armazenamento do combustível irradiado [11].

Em setembro de 2012, o especialista de armazenamento em piscinas de estocagem Dr. Henrik Grahn (Agência Internacional de Energia Atômica), ao visitar o reator IEA-R1, fez quatro recomendações finais para possibilitar o aumento da capacidade de armazenamento de elementos combustíveis queimados [12]:

- a) construção de uma nova piscina conectada com a atual piscina do reator;
- b) construção de uma nova piscina independente, porém neste caso seria necessário um sistema de transporte do elemento combustível queimado da piscina existente para a nova piscina;
- c) utilização de *racks* de estocagem de alta densidade fabricados com material borado;

- d) adição de novos *racks* semelhantes aos atuais em ambos os lados da piscina, o que ocasionaria a diminuição do espaço interno do compartimento de estocagem da piscina.

Dentre as recomendações sugeridas optamos pela de melhor custo benefício (apresentada no item c) e também foi o tema para a realização deste trabalho.

Figura 12 – Representação do posicionamento atual (março/2016) dos ECs, refletores e dispositivos de irradiação nos cestos (fonte: própria).

1.7 Objetivo e Justificativa

O objetivo deste trabalho é o estudo e projeto de um sistema de estocagem úmido para dobrar a capacidade de armazenamento de elementos combustíveis queimados do reator de pesquisas IEA-R1 usando material borado na confecção dos cestos.

Para atender a nova demanda operacional e considerando a taxa de ocupação dos cestos atuais (maior que 83%) se faz necessário aumentar esta capacidade de armazenamento. A Tabela 1 apresenta um comparativo do ganho de autonomia operacional dos novos cestos (projetados) em relação aos atuais.

Tabela 1 - Comparativo dos cestos atuais com os novos cestos propostos no projeto (condição em março de 2016) (fonte: própria)

	Total de posições	Posições ocupadas (março/2016)	Posições vazias	Autonomia esperada (anos)
Cestos atuais	84	70	14	$\frac{14}{3} \cong 4,6$
Cestos propostos	168	70	98	$\frac{98}{3} \cong 32,6$

Para que isso seja possível, deve-se utilizar material absorvedor de nêutrons em sua construção tendo em vista a pouca disponibilidade de espaço no interior da piscina do reator, e ainda, isso deve atender aos requisitos de segurança do órgão licenciador (CNEN) e os padrões de segurança estabelecidos pela IAEA.

1.8 Roteiro dos Capítulos Seguintes

No capítulo 2 deste trabalho, apresentam-se os requisitos da IAEA e norma CNEN para armazenamento de elementos combustíveis irradiados. Também são definidos os conceitos de reação em cadeia, k -efetivo e criticalidade.

No capítulo 3, desenvolve-se a análise dos materiais mais utilizados na construção de *racks* compactos para armazenamento de elementos combustíveis irradiados em piscinas de armazenamento. Foi analisada a função do boro e suas vantagens na composição do material. Ainda neste capítulo, descrevem-se as potencialidades do código MCNP-5 que é uma ferramenta consagrada para cálculos de criticalidade.

No capítulo 4, são apresentadas as considerações necessárias para a realização da modelagem possibilitando a obtenção dos resultados. Foram estudados neste trabalho quatro casos, sendo dois deles (um com material absorvedor e outro sem absorvedor), e comparou-se cada um dos casos anteriores com duas bibliotecas de dados nucleares (ENDF/B-VI e ENDF/B-VII) totalizando quatro casos analisados.

No capítulo 5, são apresentadas as conclusões a partir dos resultados obtidos no capítulo anterior.

No capítulo 6, são previstos trabalhos futuros necessários à execução do projeto.

2 REQUISITOS PARA ARMAZENAMENTO DE ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS IRRADIADOS

2.1 Normas e Regulamentações

Todo tipo de armazenagem, seja em via úmida ou seca, segue os princípios da filosofia de proteção radiológica ALARA (*As Low As Reasonable Achievable*), cuja prática objetiva que os níveis de dose sejam os mais baixos quanto praticáveis com relação aos limites estabelecidos pela Radioproteção [13 e 14].

Para realização deste projeto devem ser obedecidos requisitos da IAEA (Agência Internacional de Energia Atômica), em especial as *SPECIFIC SAFETY GUIDE - SSG-15*, *SPECIFIC SAFETY GUIDE - SSG-27* e a norma específica do órgão licenciador nacional (CNEN - Comissão Nacional de Energia Nuclear) NE-5.02 [15 – 17].

No Apêndice I da SSG-15 são feitas considerações específicas de segurança para armazenamento de combustível nuclear irradiado em via úmida ou seca. Em nosso caso, aplicaremos as recomendações para instalações de armazenagem em meio úmido (piscina de estocagem).

Neste apêndice são dadas recomendações para o projeto e operação destas instalações de armazenagem, onde destacam-se os seguintes tópicos:

- a) subcriticalidade ($k_{\text{eff}} < 1$);
- b) remoção do calor de decaimento;
- c) contenção de material radioativo;
- d) proteção contra as radiações (blindagens);
- e) estrutura e *layout*;
- f) materiais;
- g) manuseio.

No anexo II da SSG-15 temos uma tabulação das considerações operacionais e de segurança para uma piscina de armazenamento de combustíveis, mostrada na Tabela 2:

Tabela 2 - Considerações operacionais e de segurança para uma piscina de armazenamento de elementos combustíveis irradiados [15].

Tópico	Funções de segurança aplicáveis
1. O controle da quantidade de combustível usado (irradiado) carregado na piscina, levando-se em conta o calor de decaimento, a reatividade nuclear e do total carregado	Subcriticalidade e remoção de calor
2. Proteção dos pisos (andares) da piscina e paredes de impacto de cargas	Contenção, proteção radiológica, integridade estrutural do combustível irradiado
3. Controle da água da piscina (atividade específica, temperatura, composição química)	Contenção, proteção radiológica, integridade estrutural do combustível irradiado
4. Controle do nível de água da piscina	Proteção radiológica e contra o superaquecimento
5. Manutenção de sistemas de ventilação	Contenção
6. Manutenção de sistemas de remoção de calor da piscina	Contenção e remoção de calor
7. Manutenção de equipamentos de manuseio	Proteção radiológica, contenção, integridade estrutural do combustível irradiado
8. Manutenção de iluminação subaquática	Proteção radiológica
9. Controles administrativos para evitar extravio do combustível irradiado	Subcriticalidade
10. Integridade do elemento combustível	Proteção radiológica

No item 5.19 da SSG-27 determina que em sistemas de armazenamento secos e úmidos que usam absorvedores de nêutrons sólidos fixos, um programa de vigilância deve ser posto em prática para garantir que seja mantida sua efetividade [16].

Na seção 5.23 da SSG-27 adverte que operações com combustível irradiado são geralmente caracterizadas pela necessidade de gerenciar grandes estoques de material fissil na instalação, e com isso avaliações de segurança para estas operações devem ser consideradas devido ao risco de criticalidade [16].

Também, segundo a SSG-27, deve-se considerar um sistema de detecção e alarme de criticalidade através da utilização detectores de nêutrons e/ou gama.

Quanto às recomendações do Órgão Regulador Nacional (CNEN), os tópicos pertinentes estão transcritos a seguir [17]:

“6.3 REQUISITOS ESPECÍFICOS PARA A ARMAZENAGEM DE ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS IRRADIADOS

6.3.1 Quanto à Blindagem

Deve ser usada blindagem adequada em torno das áreas nas quais possam ser colocados elementos combustíveis irradiados ou componentes do núcleo ativados.

6.3.2 Quanto à Contaminação

A contaminação deve ser controlada, de modo a assegurar um meio ambiente operacional seguro dentro das áreas de armazenagem e evitar liberações acima dos limites estabelecidos pela CNEN.

6.3.3 Quanto à Área de Armazenagem

Nas áreas de armazenagem devem ser atendidos os seguintes requisitos:

- a) acomodação de modo definido e seguro dos componentes do núcleo que são manuseados ou armazenados na área destinada ao elemento combustível irradiado;*
- b) local próprio para uso e armazenagem das ferramentas e equipamentos necessários ao manuseio do elemento combustível irradiado, bem como para reparos e testes dos componentes do núcleo;*
- c) capacidade adequada de armazenagem de elementos combustíveis irradiados, de modo a permitir decaimento radioativo suficiente antes do*

embarque para fora da usina, com espaço disponível para o descarregamento completo do núcleo a qualquer tempo, durante a vida do reator;

d) local reservado para armazenagem de elementos combustíveis danificados ou com vazamento;

e) configuração subcrítica da armazenagem de elementos combustíveis irradiados, devendo o keff ser inferior a 0,95 em operação normal e em condições de acidente;

f) instalação de tubulações e componentes na área de armazenagem a seco, ou próximo a ela, feita de modo a evitar a entrada de materiais moderadores;

g) nível de água da piscina controlado de modo que não fique abaixo do limite especificado; e

h) níveis de concentração de material radioativo e/ou radiação mantidos pelo sistema de limpeza dentro dos limites específicos, com observância dos requisitos para a qualidade da água e contaminação do ar ambiente, necessariamente definidos nas especificações técnicas.

6.3.4 Quanto às Piscinas de Armazenagem

6.3.4.1 Em piscinas de armazenagem deve ser possível a detecção, a localização e o reparo de vazamentos da água da piscina acima dos limites estabelecidos.

6.3.4.2 Devem ser adotados controles para evitar o transbordamento da piscina.

6.3.4.3 Caso ocorra efeito sifão ou ruptura de tubulação, o nível da água não deve ficar abaixo do mínimo seguro, permitindo o início das ações de emergência e assegurando o resfriamento suficiente.

6.3.4.4 Quando forem utilizadas comportas entre piscinas:

a) as comportas devem resistir às pressões de ambos os lados;

b) a parte inferior das comportas deve estar situada em nível superior ao topo dos elementos combustíveis;

c) a piscina deve ser dotada de sistemas de monitoração, coleta e remoção de vazamento.

6.3.4.5 A piscina deve ser dotada de iluminação adequada, inclusive submersa, próxima às áreas de trabalho e com meios para a substituição de lâmpadas.

6.3.4.6 *Os materiais usados na iluminação submersa devem ser compatíveis com o meio e resistentes à corrosão, sem causar contaminação da água da piscina.*

6.3.4.7 *Deve ser realizada uma análise da possível contaminação resultante na água da piscina no caso em que o elemento combustível danificado não for colocado em receptáculo selado.*

6.3.5 Quanto ao Sistema de Limpeza em Piscinas

Em piscinas de armazenagem deve ser usada apenas água desmineralizada, devendo o sistema de limpeza ser capaz de:

- a) remover impurezas radioativas, iônicas e sólidas do meio refrigerante, especialmente dos 30 cm superiores;*
- b) manter a qualidade da água dentro dos limites definidos para a operação;*
- c) remover partículas em suspensão e impurezas dissolvidas que prejudiquem a visibilidade.*

6.3.6 Quanto ao Sistema de Resfriamento em Piscinas

6.3.6.1 *Em piscinas de armazenagem, o sistema de resfriamento deve garantir a integridade do elemento combustível e a limitação da possível contaminação decorrente de evaporação ou ebulição do refrigerante.*

6.3.6.2 *Os limites para a temperatura da água da piscina, a serem definidos nas especificações técnicas, tanto para operação normal como para condições de acidente, devem ser observados, de modo a que:*

- a) as liberações radioativas da água fiquem dentro dos limites estabelecidos pela CNEN;*
- b) não acarretem efeitos danosos na estrutura da piscina, no elemento combustível imerso, nos equipamentos do sistema de manuseio e nas áreas de armazenagem.*

6.3.6.3 *No caso de ser prevista a ebulição em condições de acidente devem ser tomadas medidas com relação à possível perda da blindagem à radiação, à perda da capacidade de resfriamento, à liberação de produtos de fissão voláteis dissolvidos e à perda da confiabilidade dos equipamentos do sistema de manuseio, devido ao aumento da umidade e da temperatura do ar nas áreas de armazenagem.*

6.3.6.4 Os elementos combustíveis irradiados devem ser armazenados por tempo suficiente para seu resfriamento, de modo que não excedam a temperatura máxima permissível para seu manuseio e/ou transporte.”

Os aspectos básicos de segurança para o armazenamento de combustível irradiado de reatores de potência são aplicáveis para o armazenamento de combustível usado dos reatores de pesquisa. Uma abordagem gradual adequada, o que leva às diferenças entre os tipos de combustível em consideração, deve ser aplicada. Questões relacionadas especificamente com o armazenamento de combustível de reatores nucleares de pesquisa, por exemplo, menor geração de calor, maior enriquecimento e o uso de materiais menos resistentes à corrosão do revestimento, deve ser dada uma atenção especial. Composição do combustível, material de revestimento, formatos e tamanhos dos elementos combustíveis diferem significativamente nos reatores de pesquisa.

Em um reator de pesquisa, diferentes elementos combustíveis podem ser carregados no núcleo do reator e, assim, uma variedade de combustíveis irradiados é gerada.

Para atender a todas essas premissas, toda instalação de armazenagem temporária é construída de modo que sejam minimizados o perigo de criticalidade, contaminações e exposição dos operadores à radiação; o controle para que não ocorra a criticalidade deve ser mantido durante todas as fases de manuseio, armazenagem e transporte (se for o caso). O combustível nuclear queimado deve ser contido corretamente e o casco deve proporcionar blindagem adequada, estar protegido estruturalmente, sem elevação da temperatura acima de limites que possam ocasionar fusão no material do revestimento. Os materiais e sistemas utilizados devem ter alta confiabilidade e se necessário, devem ser utilizados sistemas redundantes. O sistema da qualidade deverá ser aplicado a todas as fases desde o projeto até o descomissionamento da instalação, de modo que assegure a conformidade dos itens e processos utilizados, gerando evidências de que tudo foi feito de acordo com o estabelecido em projeto e licenciado pelos órgãos competentes [15, 16 e 17].

2.2 Definição de Reação de Fissão em Cadeia e Criticalidade

A energia nuclear é liberada através da reação em cadeia de fissão. Neste processo, o qual é representado na Figura 13, nêutrons emitidos pelo núcleo fissionado induzem fissões em outros núcleos de material físsil (que pode sofrer fissão), e assim por diante. A reação em cadeia pode ser descrita quantitativamente em termos do fator de multiplicação (k), que é definido como a razão do número de fissões (ou nêutrons de fissão) em uma determinada geração dividido pelo número de fissões (ou nêutrons de fissão) da geração anterior, e pode ser representada pela Equação 1.

$$k_{\infty} = \frac{\text{número de fissões em uma geração}}{\text{número de fissões na geração anterior}} \quad (1)$$

Se a produção de nêutrons ou número de fissões aumenta de geração a geração teremos aumento da energia liberada pela reação em cadeia em função do tempo, e com isso o sistema é chamado de supercrítico ($k > 1$).

Caso contrário, quando a produção de nêutrons diminui de geração a geração teremos a redução da energia liberada pela reação em cadeia em função do tempo, resultando em um sistema chamado de subcrítico ($k < 1$).

Em uma condição especial, quando a reação em cadeia de fissão é autossustentável a população de nêutrons permanece constante, assim como o nível de potência (energia liberada na unidade de tempo), também chamada de condição crítica ($k = 1$) [18].

Figura 13 - Representação esquemática da reação em cadeia de fissão [18].

Para um sistema físsil finito devemos considerar a fuga (perda) de nêutrons do sistema. O fator de multiplicação que leva em conta esta fuga é chamado de fator de multiplicação efetivo (k_{eff}), o qual é expresso matematicamente pela Equação 2.

$$k_{\text{eff}} = \frac{\text{taxa de nêutrons produzidos}}{\text{taxa de nêutrons absorvidos} + \text{taxa de fuga de nêutrons}} \quad (2)$$

Os nêutrons podem desaparecer de duas formas, uma é através da absorção em alguma reação nuclear, ou escapando pela fronteira do sistema [18].

Com a adição de um forte absorvedor de nêutrons como o ^{10}B teremos a redução do k_{eff} , mesmo com a fuga do sistema e a geometria (*Buckling*) sendo praticamente inalteradas.

3 MATERIAIS E MÉTODOS

Estudos de materiais borados para confecção dos cestos para a estocagem dos elementos combustíveis queimados foram realizados por sugestão do Dr. Henrik Grahn, especialista da Agência Internacional de Energia Atômica. Em seu relatório sugeriu o uso de aço inox borado para a confecção dos novos cestos [12].

Após estudos que motivaram a realização deste trabalho a opção tradicional do cesto fabricado de aço inox borado foi descartada devido a necessidade de um revestimento interno de alumínio e constante inspeção de sua integridade garantindo que não haja contato entre a estrutura de alumínio do elemento combustível e o aço inox borado do cesto gerando a corrosão galvânica [11]. Tal procedimento de inspeção é bastante trabalhoso e dispendioso pois deve ser realizado debaixo d'água [16].

Da análise da literatura sobre cestos de alta densidade para o armazenamento de elementos combustíveis irradiados de reatores de pesquisa [15 a 25], o Boral® foi escolhido para este trabalho por ser um dos materiais mais utilizados no mundo todo, apresenta boa relação custo / benefício e por não possibilitar a corrosão galvânica entre o cesto e o elemento combustível, já que os dois são de alumínio.

3.1 Histórico do BORAL®

O Boral® foi desenvolvido nos anos de 1950 pela *Atomic Energy Commission (AEC)* dos Estados Unidos da América. Neste processo desenvolvido pela AEC o carbeto de boro (B_4C) moído era misturado com alumínio fundido formando blocos após o resfriamento. Estes blocos eram laminados formando placas ou folhas. O problema deste processo é que o alumínio fundido admite pequenas quantidades de B_4C (até 35% em produção comercial), e também ocorre a falta de homogeneidade na distribuição das partículas do B_4C [19].

A partir de 1956 a empresa *Brooks & Perkins* desenvolveu o seguinte processo de produção comercial do Boral [20 e 21]:

- a) os pós de alumínio e B_4C são misturados com base na % em peso, de B_4C necessária para atender a densidade de superficial de ^{10}B especificada pelo cliente;
- b) o pó misturado é embalado em um bloco de alumínio (lingote);
- c) o lingote é aquecido de acordo com um perfil de aquecimento específico;
- d) o lingote é laminado a quente até a espessura especificada pelo cliente;
- e) as chapas laminadas são recortadas na dimensão final (placas);
- f) as placas são inspecionadas visualmente e testadas quimicamente e / ou pelo poder de atenuação de nêutrons verificando-se a presença do teor de B_4C requerido pelo cliente.

Em 1981 a *AAR Corporation* adquiriu a *Brooks & Perkins* e a patente de propriedade da marca BORAL®.

Desde o início de sua produção foram realizadas várias melhorias tanto no processo de fabricação quanto no controle de qualidade.

Atualmente, o BORAL® é produzido pela 3M com o nome *3M™ Neutron Absorber Composite*. Ele é um compósito laminado a quente em forma de chapas de precisão, e que consiste de um núcleo de pó de alumínio e partículas de carbeto de boro (B_4C) misturadas e com um revestimento de alumínio da Série 1100 em ambas as superfícies externas. O revestimento forma uma barreira sólida e eficaz contra a ação do meio ambiente. As placas deste material possuem tipicamente espessura de 0,075 a 0,300 polegadas e contém entre 40 a 67% de B_4C no cerne (núcleo) [22].

O BORAL® é fabricado em folhas planas e com uma vasta gama de dimensões, densidades superficiais e espessura, e que ainda podem ser cortadas, perfuradas e dobradas. BORAL® é o mais antigo e ainda utilizado material para absorção de nêutrons e é atualmente usado em cerca de setenta usinas nucleares de potência e onze reatores nucleares de pesquisa em todo o

mundo. São décadas de bom desempenho demonstrando claramente a sua eficácia em campos de radiação de nêutrons e altas doses de radiação gama [22]. A Figura 14 ilustra um cesto produzido com BORAL®.

Figura 14 - Foto de um cesto de armazenamento de alta densidade fabricado com BORAL® [11]

O composto BORAL® é muito eficaz na absorção de nêutrons térmicos o que é fundamental para o controle da criticalidade de combustível nuclear à base de ²³⁵U enriquecido e, também, apresenta boa estabilidade em longos períodos de utilização. Na indústria nuclear mundial, o BORAL® demonstrou-se adequado à fabricação de cestos para armazenamento em piscinas de estocagem e para cascos de duplo propósito (armazenamento / transporte) de elementos combustíveis gastos.

3.2 Problema do BORAL® em Piscinas de Armazenamento

O processo de laminação a quente comprime a mistura de pós de Al / B₄C em um *cermet* (núcleo) com uma densidade de cerca de 90-95% da densidade teórica do compósito. A maior parte da porosidade no núcleo está na forma de pequenos vazios no *cermet*, mas alguns são interligados, formando micro-vias para o núcleo [23].

Para aplicações em piscina de armazenamento de combustível usado, tem havido ocorrências ocasionais de (*blisters*) bolhas que se formam no revestimento de BORAL®. As bolhas podem se formar a partir da penetração de água através

da porosidade atingindo o núcleo, onde reage com as superfícies expostas do pó de alumínio formando óxido de alumínio (Al_2O_3), e gás hidrogênio (H_2). Normalmente, o gás hidrogênio escapa do núcleo através da porosidade. No entanto, em alguns casos, o crescimento de Al_2O_3 pode restringir ou fechar vias e armazenar hidrogênio num espaço vazio. Com o acúmulo de hidrogênio teremos o aumento da pressão interna até que o revestimento possa separa-se do núcleo, formando uma bolha. As bolhas medem geralmente 1/8 a 1/4 de polegada [23].

A Equação 3 representa reação química que ocorre no núcleo do BORAL®:

A seguir na Figura 15(a) temos uma foto de um corpo de prova de Boral® com vários *blisters* e na Figura 15(b) a representação do principal problema da utilização deste material em piscinas de estocagem, ou seja, a diminuição do espaço interno da célula do cesto e podendo até causar o travamento do elemento combustível no interior da célula [24].

Figura 15 – (a) Foto de um corpo de prova de Boral® com vários *blisters*;
– (b) Representação da ocorrência da diminuição do espaço interno da célula do cesto [24]

Em recipientes e cascos de armazenagem de combustível a seco tais problemas não são observados [23], pois nestes casos o material não está imerso diretamente na água.

3.3 O BORALCAN™

Para este projeto o BORAL® não atenderia às nossas necessidades, então após mais algumas pesquisas chegamos ao novo produto BORALCAN™.

O BORALCAN™ é um compósito de matriz metálica (MMC) fabricado pela RIO TINTO ALCAN constituído de uma liga de alumínio (1100 ou 6351) adicionada de pó de B₄C de grau nuclear e mais 1 ~ 2,5% de titânio (Ti). A ALCAN descobriu que a adição de pequenas quantidades de Ti (<2,5%) no alumínio fundido torna a mistura das partículas de B₄C mais estável e uniforme, evitando interações do Al com o B₄C [25].

É produzido desde 2006 em escala industrial conforme mostrado no Anexo A – Folheto da Rio Tinto Alcan sobre o BORALCAN™.

O processo de produção do BORALCAN™ é apresentado no diagrama a seguir pela Figura 16. Devido a esta nova tecnologia de fabricação a densidade relativa do material é maior que 98%, o que reduz muito a ocorrência de vazios em relação ao antigo BORAL®.

Figura 16 - Representa as rotas do processo de produção do BORALCAN™ (fonte: própria)

Em agosto de 2008 a companhia americana *Northeast Technology Corp* (NETCO) preparou um relatório de qualificação do BORALCAN™ para utilização em estocagem de elementos combustíveis usados, e este relatório foi submetido à NRC (*Nuclear Regulatory Commission*) que é o órgão regulador dos Estados Unidos. Após serem realizados vários testes severos para determinação de corrosão concluiu-se que este material é altamente adequado para uso em cestos de armazenamento de combustível irradiado [25].

3.4 A Função do Boro

O composto carbeto de boro (B_4C) que é utilizado na fabricação do BORALCAN™, possui boro em sua molécula. O boro natural é constituído de dois isótopos estáveis, o ^{11}B com 80,1% e o ^{10}B com 19,9%. O isótopo de interesse neste estudo é o ^{10}B que embora em menor quantidade no boro natural, apresenta alta seção de choque de absorção (cerca 3840 barns) para nêutrons

térmicos (0,025 eV), enquanto que o isótopo ^{11}B possui baixa seção de choque (~5 barns) para nêutrons térmicos [26].

As Figuras 17 e 18 mostram respectivamente as seções de choque versus energia do nêutron incidente para o ^{10}B e ^{11}B .

Figura 17 – Gráfico da seção de choque do ^{10}B versus energia do nêutron incidente [26]

Figura 18 – Gráfico da seção de choque do ^{11}B versus energia do nêutron incidente [26]

Na Equação 4 abaixo temos representadas as reações nucleares para o ^{10}B :

Outra vantagem da utilização do boro como absorvedor de nêutrons pode ser observada nos produtos das reações representadas acima, pois teremos a formação de isótopos estáveis como o hélio (ou α) e o lítio [27].

3.5 O CÓDIGO MCNP-5

Monte Carlo N-Particle é um código de transporte de uso geral que considera espectro contínuo de energia, geometrias generalizadas, dependente do tempo, efeito conjunto de nêutron / fóton / elétron. Ele pode ser usado em vários modos de transporte: somente nêutrons, somente fótons, somente elétrons, o transporte de nêutron / fóton combinado onde os fótons são produzidos por interações de nêutrons, nêutron / fóton / elétron, fóton / elétron, ou elétron / fóton. A faixa de energia dos nêutrons é 10^{-11} MeV a 20 MeV para todos os isótopos e até 150 MeV para alguns isótopos. Para os fótons varia de 1 keV a 100 GeV, e o range de energia para elétrons é de 1 keV a 1 GeV. Possui capacidade de calcular valores de keff para sistemas fisséis, incluindo a capacidade de calcular keff para sistemas críticos. O código trata uma configuração tridimensional arbitrária de materiais em células geométricas delimitadas por superfícies de primeiro, ou de segundo grau e de quarto grau toróide elíptica [28].

Dados pontuais de seção de choque são utilizados. Para nêutrons, todas as reações são contabilizadas considerando as bibliotecas de seção de choque disponíveis (como ENDF/B-VI “*Evaluated Nuclear Data File / version B-VI*”). Nêutrons térmicos são descritas por ambos os modelos S (α , β) e gás livre. Para fótons, o código representa espalhamento incoerente e coerente, a possibilidade de emissão de fluorescência após a absorção fotoelétrica e absorção na produção de pares elétron / pósitron. Processos de transporte pósitron / elétron representam deflexão angular através de múltiplos espalhamentos de Coulomb e a produção de partículas secundárias, incluindo raios-X, elétrons Auger, bremsstrahlung e raios gama de aniquilação de pósitrons em repouso. Transporte de elétrons não inclui os efeitos de campos eletromagnéticos externos ou auto induzidos [28].

A Figura 19 representa o caminho aleatório de um nêutron através de um meio perdendo energia após sucessivos choques (termalização do nêutron), conforme o código simula.

Figura 19 – Simulação com MCNP-5 da termalização de um nêutron através de um meio após sucessivos choques (fonte: própria).

O código MCNP-5 é um programa de uso restrito e pode ser utilizado neste trabalho graças ao apoio e colaboração do Centro de Engenharia Nuclear (CEN) do IPEN, em especial ao Prof. Dr. Paulo de Tarso Dalledone Siqueira.

4 MODELAGEM E RESULTADOS

Para a elaboração do projeto foi utilizado o código computacional MCNP versão 5 por se tratar de consagrada ferramenta de cálculo e muito indicada na análise deste tipo de problema [28].

O arranjo simulado computacionalmente com o MCNP-5 consistiu em um cesto 16X3 totalizando 48 elementos combustíveis, o que dobraria a capacidade dos cestos atuais de 24 elementos e ainda ocupando o mesmo espaço físico, ou seja, praticamente as mesmas dimensões externas. A Figura 19 apresenta uma ilustração 3D comparando o cesto atual com o cesto a ser construído.

Figura 20 – Desenho 3D comparativo dos dois cestos com as dimensões (fonte: própria)

Para a simulação foi considerado que o cesto estava carregado totalmente com elementos combustíveis de U_3Si_2-Al de $3,0 \text{ g/cm}^3$ novos (0% de queima), correspondendo à condição mais crítica em termos de risco de criticalidade (chamada de condição mais conservadora). Também na modelagem foi considerada somente a parte ativa do cesto (constituída de material absorvedor

de nêutrons), pois a parte estrutural de aço inox não causaria grande interferência nos resultados (graças sua baixa seção de choque em relação a do B_4C), o que geraria apenas mais dificuldades de modelagem e mais tempo computacional para execução do problema.

O processo de modelagem seria a “tradução” da realidade física em um arquivo de entrada (INPUT) que o código MCNP-5 pudesse interpretar, e quanto mais fiel à realidade for este INPUT melhores serão os resultados obtidos.

O arquivo de entrada do MCNP-5 deve conter informações sobre a geometria do problema, as fontes e os materiais utilizados, assim como as informações sobre quais bibliotecas de dados nucleares serão utilizadas e quais tarefas que deverão ser executadas para a obtenção dos resultados [29].

Para a construção do arquivo de entrada foi utilizada a interface gráfica do MCNP-5 denominada *Vised*, pois além de facilitar a construção do arquivo INPUT, também possibilita a identificação de erros de geometria que são muito comuns em estruturas mais complexas [30].

O arquivo INPUT é organizado em blocos separados por uma linha em branco da seguinte forma:

- a) 1º bloco de definição das células;
- b) 2º bloco de definição das superfícies que formam as células;
- c) 3º bloco é formado pela especificação da fonte, dados dos materiais que preenchem as células e os “*tallies*” que são os comandos para execução de determinada tarefa.

Neste último bloco tem-se a definição da fonte que é realizada através do comando KCODE (fonte iterativa para problemas em meios multiplicativos). Em nossas simulações foram utilizados os seguintes dados para o KCODE:

```
kcode 100000 1 30 500
```

Onde o número 100000 corresponde ao número de histórias simuladas, o 1 significa o valor do k_{eff} inicial estimado, o 30 são os ciclos iniciais que serão descartados e 500 o número de ciclos que serão calculados no total.

Após a linha com o comando KCODE define-se a posição (coordenadas x, y e z) onde está localizada a fonte, o que é definido com o comando KSRC. Este

ponto deve estar localizado dentro de uma célula que contenha material físsil, que em nosso caso é o ^{235}U .

A Tabela 3 apresenta as especificações geométricas do cesto que foram usadas na simulação.

Tabela 3 - Especificações do novo cesto do reator IEA-R1 (fonte: própria)

Parâmetro	cm
Comprimento total (x)	183,085
Largura total (y)	34,248
Altura total (z)	85,000
Número de células (por cesto)	48 unid.
Comprimento total de chapa com 85 cm de largura (por cesto)	1314,556
Espessura da chapa	0,381
Geometria da célula (48 unidades)	
Comprimento interno (x)	11,038
Largura interna (y)	10,908
Comprimento (x) - com meias espessuras	11,419
Largura (y) - com meias espessuras	11,289
Altura total (z)	85,000
Espessura da chapa	0,381
Espaçamento na direção (x)	11,419
Espaçamento na direção (y)	11,289

A Tabela 4 apresenta os dados geométricos do elemento combustível padrão simulado [31].

Tabela 4 - Especificações do elemento combustível padrão do reator IEA-R1 (fonte: própria)

Parâmetro	cm
Comprimento do bocal	18,500
Espaço entre bocal e placas	2,400
Comprimento ativo da placa	60,000
Região acima da ativa até o topo	6,400
Comprimento total do elemento	87,300
Canal de água entre as placas	0,289
Espaçamento entre as placas	0,441
Placa combustível externa (2 unidades)	
Comprimento	71,440
Comprimento ativo	60,000
Largura	6,790
Largura ativa	6,260
Espessura	0,152
Espessura ativa	0,076
Placa combustível interna (16 unidades)	
Comprimento	62,500
Comprimento ativo	60,000
Largura	6,790
Largura ativa	6,260
Espessura	0,152
Espessura ativa	0,076
Placa suporte lateral (2 unidades)	
Comprimento	71,440
Largura	7,980
Espessura	0,410

A Tabela 5 apresenta a composição material do elemento combustível padrão do reator IEA-R1 [31].

Tabela 5 - Composição material do elemento combustível padrão simulado (fonte: própria)

Isótopo	ZAID*	Revestimento, Bocal e Suportes laterais (Densidade = 2,70 g/cm ³)	Porcentagem em massa
Alumínio 6061			
Al	13027		97,200
Mg	12000		1,000
Si	14000		0,600
Ti	22000		0,088
Cr	24000		0,195
Mn	25055		0,088
Fe	26000		0,408
Cu	29000		0,275
Zn	30000		0,146
Total			100,000
Pino e parafusos (Densidade = 2,72 g/cm³)			
Alumínio 6262			
Al	13027		96,300
Mg	12000		1,000
Si	14000		0,600
Ti	22000		0,085
Cr	24000		0,070
Mn	25055		0,080
Fe	26000		0,432
Cu	29000		0,283
Zn	30000		0,170
Pb	82000		0,480
Bi	83209		0,500
Total			100,000
Cerne (Densidade = 5,42 g/cm³)			
U₃Si₂-Al			
²³⁴ U	92234		0,121986
²³⁵ U	92235		11,869619
²³⁶ U	92236		0,056970
²³⁸ U	92238		47,299495
Si	14000		4,679904
Al	13027		35,972025
Total			100,00000

* Onde ZAID é o *número atômico* e o *número de massa* utilizado no código MCNP-5 para a identificação do isótopo. 000 corresponde ao átomo como encontrado na Natureza.

Na Tabela 6 é apresentada a composição material do cesto [25].

Tabela 6 - Composição material do cesto simulado (fonte: própria)

BORALCAN (Densidade = 2,63551 g/cm ³)		
Isótopo	ZAID	Porcentagem em massa
¹⁰ B	5010	3,330
¹¹ B	5011	14,737
C	6000	5,018
Ti	22000	2,439
Al	13027	74,476
Total		100,000
Água (Densidade = 0,998207 g/cm ³)		
Isótopo	ZAID	Porcentagem em massa
H	1001	11,190
O	8016	88,810
Total		100,000

Na Figura 21 temos a imagem da tela do *Vised* com a vista frontal do cesto com elementos combustíveis.

Figura 21 - Zoom da vista frontal do cesto com elemento combustível obtida pelo *Vised* [32]

A Figura 22 também mostra a tela do *Vised* com a vista de topo do cesto com elementos combustíveis.

Figura 22 - Zoom da vista de topo do cesto com elemento combustível obtida pelo *Vised* [32]

4.1 Resultados Obtidos no Cálculo do keff

Para o cálculo do keff foram analisados quatro casos: dois com a biblioteca ENDF/B-VI e dois com a biblioteca ENDF/B-VII. Na análise dos casos foram consideradas duas situações: uma com o absorvedor BORALCAN^{TM} e outra com alumínio puro.

A simulação de cada caso levou aproximadamente 12 horas de execução do código MCNP-5 com 500 ciclos e 100.000 histórias por ciclo. Foi utilizado um computador pessoal com processador Core 2 Duo e 2 GB de RAM e foram obtidos os resultados para o keff apresentados nos itens 4.1.1 e 4.1.2.

4.1.1 Resultados Obtidos com a Biblioteca ENDF/B-VI

Dois casos foram analisados utilizando o Arquivo Norte Americano de Dados Nucleares Avaliados (ENDF/B-VI), que é relativamente antigo (1993-1994), porém era o único disponível no início deste trabalho.

O primeiro caso simulado (Caso 1) foi o cesto projetado com o absorvedor BORALCAN^{TM}.

No Anexo C são apresentados os dados de entrada do cesto projetado para a simulação com o código MCNP-5.

A Tabela 7 apresenta a saída do programa com os valores do keff, desvio padrão e seus intervalos de confiança para a simulação do Caso 1.

A estrutura da saída dos resultados do programa é dividida em fases da simulação, onde a primeira metade corresponde aos resultados obtidos nas 235 iterações iniciais (ciclos ativos) e a segunda metade nas próximas 235 iterações finais. O resultado final é calculado levando-se em consideração todos os ciclos ativos, em nosso caso 470.

Tabela 7 - Resultados obtidos no arquivo de saída do MCNP-5 com ENDF/B-VI (Caso 1)
(fonte: própria)

FASE DA SIMULAÇÃO	keff	DESVIO PADRÃO	68% DE CONFIANÇA	95% DE CONFIANÇA	99% DE CONFIANÇA
PRIMEIRA METADE	0,52877	0,00015	0,52862 a 0,52892	0,52846 a 0,52907	0,52837 a 0,52917
SEGUNDA METADE	0,52866	0,00015	0,52851 a 0,52881	0,52836 a 0,52896	0,52827 a 0,52906
RESULTADO FINAL	0,52872	0,00011	0,52861 a 0,52882	0,52851 a 0,52893	0,52844 a 0,52900

No segundo caso simulado (Caso 2), a única modificação foi a troca do material absorvedor (BORALCAN^{TM}) por alumínio puro. Isto foi realizado para verificar a necessidade do absorvedor.

No Anexo D são apresentados os dados de entrada do cesto projetado onde o BORALCAN^{TM} foi substituído por alumínio puro.

Na Tabela 8 temos os resultados para o keff, desvio padrão e seus intervalos de confiança para a simulação do Caso 2.

Tabela 8 - Resultados obtidos para cesto de alumínio (sem absorvedor) com ENDF/B-VI (Caso 2)
(fonte: própria)

FASE DA SIMULAÇÃO	keff	DESVIO PADRÃO	68% DE CONFIANÇA	95% DE CONFIANÇA	99% DE CONFIANÇA
PRIMEIRA METADE	0,99776	0,00015	0,99761 a 0,99791	0,99746 a 0,99805	0,99737 a 0,99815
SEGUNDA METADE	0,99749	0,00016	0,99734 a 0,99765	0,99718 a 0,99780	0,99708 a 0,99790
RESULTADO FINAL	0,99762	0,00011	0,99751 a 0,99773	0,99741 a 0,99783	0,99734 a 0,99790

4.1.2 Resultados Obtidos com a Biblioteca ENDF/B-VII

Foram simulados os mesmos casos anteriores utilizando o Arquivo Norte Americano de Dados Nucleares Avaliados (ENDF/B-VII), que é mais recente (2007/2008).

A simulação do terceiro caso (Caso 3) corresponde ao cesto projetado com o absorvedor BORALCAN™.

No Anexo E são apresentados os dados de entrada do cesto projetado para esta simulação com o código MCNP-5.

A Tabela 9 apresenta a saída do programa com resultados para os valores do keff, desvio padrão e seus intervalos de confiança para a simulação do Caso 3.

Tabela 9 - Resultados obtidos no arquivo de saída do MCNP-5 com ENDF/B-VII (Caso 3)
(fonte: própria)

FASE DA SIMULAÇÃO	keff	DESVIO PADRÃO	68% DE CONFIANÇA	95% DE CONFIANÇA	99% DE CONFIANÇA
PRIMEIRA METADE	0,52836	0,00015	0,52820 a 0,52851	0,52805 a 0,52866	0,52795 a 0,52876
SEGUNDA METADE	0,52855	0,00015	0,52840 a 0,52870	0,52825 a 0,52885	0,52816 a 0,52894
RESULTADO FINAL	0,52846	0,00011	0,52835 a 0,52857	0,52825 a 0,52867	0,52818 a 0,52874

No quarto caso simulado (Caso 4), a única modificação foi a troca do material absorvedor (BORALCAN™) por alumínio puro (caso executado para constatar a necessidade do absorvedor).

No Anexo F são apresentados os dados de entrada do cesto projetado onde o BORALCAN™ foi substituído por alumínio puro.

A Tabela 10 apresenta os resultados para o keff, desvio padrão e seus intervalos de confiança para a simulação do Caso 4.

Tabela 10 - Resultados obtidos para cesto de alumínio (sem absorvedor) com ENDF/B-VII (Caso 4)
(fonte: própria)

FASE DA SIMULAÇÃO	keff	DESVIO PADRÃO	68% DE CONFIANÇA	95% DE CONFIANÇA	99% DE CONFIANÇA
PRIMEIRA METADE	1,00321	0,00014	1,00307 a 1,00335	1,00293 a 1,00349	1,00284 a 1,00358
SEGUNDA METADE	1,00350	0,00016	1,00334 a 1,00366	1,00318 a 1,00381	1,00308 a 1,00392
RESULTADO FINAL	1,00335	0,00011	1,00324 a 1,00345	1,00314 a 1,00356	1,00307 a 1,00363

5 CONCLUSÕES

Para os cálculos do keff foram considerados elementos combustíveis novos (máxima reatividade possível) utilizados no carregamento do cesto.

Com base nos resultados obtidos podemos concluir com segurança que dobrando a quantidade de elementos combustíveis queimados no cesto o limite estabelecido em normas da IAEA e da CNEN para criticalidade ($keff < 0,95$) serão atendidos, desde que utilizado o material absorvedor.

A Tabela 11 apresenta um resumo dos resultados para o keff que já foram nas Tabelas 7,8,9 e 10.

Tabela 11 – Resumo dos resultados obtidos para o keff (fonte: própria)

SIMULAÇÃO	keff	DESVIO PADRÃO	BIBLIOTECA UTILIZADA
CASO 1 (BORALCAN™)	0,52872	±0,00011	ENDF/B-VI (1993-1994)
CASO 3 (BORALCAN™)	0,52846	±0,00011	ENDF/B-VII (2007/2008)
CASO 2 (sem absorvedor)	0,99762	±0,00011	ENDF/B-VI (1993-1994)
CASO 4 (sem absorvedor)	1,00335	±0,00011	ENDF/B-VII (2007/2008)

Da Tabela 11 podemos confirmar a afirmação de que para os novos cestos há a necessidade do uso do absorvedor de nêutrons (em nosso caso BORALCAN™), pois o sistema sem o absorvedor pode atingir a criticalidade e possivelmente a supercriticalidade ($keff > 1$) como pode ser verificado nos Casos 2 e 4 respectivamente.

A confecção dos novos cestos deve ser feita utilizando o material absorvedor com 25% (em volume) de carbeto de boro em alumínio de liga 1100 que é produzido pela Rio Tinto Alcan.

Deste modo atenderemos todos os requisitos das normas e poderemos dobrar a capacidade de armazenamento de elementos combustíveis queimados dos cestos atuais, e com isso aumentar a autonomia operacional do reator IEA-R1

por mais 30 anos aproximadamente, em termos de gerenciamento do combustível nuclear queimado.

Em nosso reator IEA-R1, o núcleo e o compartimento de estocagem de elementos combustíveis ficam na mesma piscina, o que facilita bastante o tratamento e a refrigeração da água.

Pelo exposto atendemos à proposta que objetivou a realização deste trabalho.

A **Figura 23** apresenta um desenho artístico 3D do novo cesto que será construído com alumínio borado e, deste modo aumentar a autonomia operacional do reator IEA-R1 em cerca de 30 anos.

Figura 23 – Desenho artístico 3D do novo cesto que será construído (fonte: própria)

6 TRABALHOS FUTUROS

Como trabalhos futuros estão previstos:

- a) verificação e avaliação do projeto estrutural do novo cesto pelos especialistas do Centro de Engenharia Nuclear (CEN-IPEN/SP) com a finalidade de verificar a resistência mecânica do conjunto e fixação nas paredes da piscina do reator;
- b) abertura de processo de melhoria junto ao Sistema de Gestão Integrada do Centro do Reator de Pesquisas (CRPq) para obtenção de autorização de instalação do novo sistema de armazenamento de elementos combustíveis irradiados;
- c) processo de aquisição internacional do material absorvedor;
- d) construção, montagem, instalação e testes de qualificação dos novos cestos de armazenamento.

ANEXOS

Anexo A – Folheto da Rio Tinto Alcan sobre o BORALCAN™

Rio Tinto Alcan

Dubuc Works
SAGUENAY, CANADA

BORALCAN™

Alloying
aluminium
with high
technology

BORALCAN™ is a Metal Matrix Composite: An aluminium alloy with nuclear grade B_4C addition for use as neutron absorbing material for

- Spent Fuel Dry Storage Basket in form of rolled strip or extruded shapes.
- Spent Fuel Wet pool Rack shielding in form of rolled strip.

TN 117 BASKET, DESIGNED BY TN INTERNATIONAL

BORALCAN™ 23 % ROLLED

BORALCAN™ 23 % ROLLED

MMC with B_4C addition is the preferred approach to introduce the ^{10}B Boron isotopes used to absorb neutrons.

Boron can typically be incorporated into aluminium as B_4C , TiB_2 or simply metallic Boron. These last two options offer very limited loading due to their low solubility in the aluminium matrix. Naturally occurring boron contains ~20% ^{10}B and ~80% ^{11}B and B_4C is an attractive method of delivery due to:

- Its high boron concentration in the particle (78 wt.%);
- Neutron absorption capability from bright loading of B_4C in the aluminium matrix;
- Lightweight (density 2.52 g/cm³) and is commercially available in large quantities.

WET POOL RACK

Metal Matrix Composites (MMCs)

Aluminium matrix composites containing reinforcing ceramic particles such as SiC, B_4C and others have been historically used in a range of high performance applications such as transportation components, aircraft and aerospace structures, medical devices and neutron-shielding components. **BORALCAN™** MMCs are attractive due to their special capability to capture neutrons along with their low density, superior stiffness and strength. Initially, widespread use of B_4C particle reinforced composite materials was limited due to their complex production routes.

Based on many years of experience in the manufacture of aluminium-based MMC materials, Rio Tinto Alcan has developed a novel liquid mixing process and associated downstream fabrication technologies for the production of **BORALCAN™** which can now be cast, extruded or rolled into almost any desired shape. A family of **BORALCAN™** materials incorporating a range of Al matrix alloys and B_4C loadings is now available for use in a broad range of applications.

Common **BORALCAN™** alloy matrix used are W1100N.xxB, W6351N.xxB which are based on AA 1100 and AA 6351 composition limits.

BORALCAN™ production process route

BORALCAN™ product characteristics

LARGE BATCH SIZE: Excellent uniformity of B_4C distribution.

STIFFER: Young Modulus, higher than standard alloys (105 vs 69 GPa) due to cohesion between the particles and the aluminium alloy matrix.

WELDABLE: Using friction stir welding

DRYABLE: 100% dense, no porosity, uniform structure across the whole thickness.

BENDABLE: Best bending characteristics are achieved with alloy W1100N.xx.B in O temper condition:

Due to the nature of the material, BORALCAN™ exhibits the superior bending capabilities to alternate MMC products. B_4C content, sheet thickness and bend radius are the key parameters impacting the bend performance.

90° bending - 2.75 mm sheet

Material	MINIMUM BEND RADIUS mm		MINIMUM R/T	
	Rolling direction	Perpendicular to rolling direction	Rolling direction	Perpendicular to rolling direction
1100-17B	5.3	4.5	1.9	1.6
1100-30B	>6.6	5.3	>2.4	2.1

6.1 mm - 130°

4.8 mm - 130°

CORROSION RESISTANCE:

Very good, similar to AA 1200

MEASURED WITH ACCELERATED CORROSION TEST

- > BWR and PWR pool environment
- > In contact with 304L, Inconel 718, Zircaloy
- > 16% and 25% B_4C , bent sheet
- > Up to 8000 hrs at 195°F, equivalent to 17 years at 80°F

MAIN CONCLUSIONS:

- > Typical corrosion rate: -0.01-0.04 mils/year
- > Identical corrosion rate for BORALCAN™ 16% and 25% B_4C
- > No differences between BWR and PWR environment
- > No difference when exposed to galvanic conditions
- > No local or pitting corrosion observed

BORALCAN™ process development

B_4C POWDER

- > Nuclear grade boron carbide with tight control of the particle sizes
- > Nuclear grade boron carbide certified for ^{10}B

Areal density vs B_4C concentration

LIQUID MIXING PROCESS

MAIN FEATURES:

- > Efficient process for large-scale production
- > Rio Tinto Alcan has patented the process ensuring a homogenous distribution of the B_4C powder incorporated into Al
- > Strong interfacial bond between particulate and aluminium alloy matrix
- > B_4C loading can vary over a wide range
  - 4.5% to 18% v/v B_4C for extruded products
  - 16% to 30% v/v B_4C for rolled products

Dubuc Works | 2040, Chemin de la Réserve, Saguenay (Quebec) CANADA G7H 5B3

Montreal sales office | 1188, Sherbrooke street west, Montreal (Quebec) CANADA H3A 3G2 | Phone: 1 514 848-8000 | Fax: 1 514 848-1367

[illegible]

```
c >>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>><<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<
c DEFINIÇÕES DAS SUPERFÍCIES (DIMENSÕES EM CENTÍMETROS)
c >>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>><<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<
c
c Superficies: px ----> plano perpendicular à X
c py ----> plano perpendicular à Y
c pz ----> plano perpendicular à Z
c
c Macrobodyes: trc ----> cone reto truncado (VxVyVz HxHyHz R1 R2)
c rcc ----> cilindro circular reto (VxVyVz HxHyHz R)
c rpp ----> paralelepípedo retangular (Xmin Xmax Ymin Ymax Zmin Z
c
1      trc 0 0 0 0 0 0.9 2.65 3.03          $ Partes do Bocal
2      rcc 0 0 0 0 0 15 2.5                $ Partes do Bocal
3      rcc 0 0 0.9 0 0 11.7 3.03           $ Partes do Bocal
4      trc 0 0 12.6 0 0 1.7 3.03 3.6725    $ Partes do Bocal
5      rpp -3.6725 3.6725 -3.395 3.395 14.3 18.51 $ Partes do Bocal
6      trc 0 0 15 0 0 3.51 2.5 3.7         $ Partes do Bocal
7      rpp -3.988 3.988 -3.805 -3.395 15.86 87.3 $ Suporte lateral frontal
8      rpp -3.988 3.988 3.395 3.805 15.86 87.3 $ Suporte lateral posterior
9      rcc 0 -3.395 86 0 6.79 0 0.47       $ Pino de sustentação (Al 6262)
10     rpp 0.1445 0.2965 -3.395 3.395 19.66 82.16 $ Placa combustível
11     rpp 0.1825 0.2585 -3.13 3.13 20.91 80.91 $ Cerne de U3Si2-Al
12     rpp -3.969 3.969 -3.395 3.395 19.66 82.16 $ Matriz de pl.combustive
13     px 0                                $ Centro do EC
14     px 0.441                            $ Pitch (Espaço entre placas)
15     py 3.395                             $ Metade da largura livre
16     py -3.395                            $ Metade da largura livre
17     rpp -5.519 5.519 -5.454 5.454 0     $ Face interna de 1 cel. do RAC
18     pz 85                               $ Altura da parede do CESTO
19     px 5.7095                           $ Metade do pitch em X
20     py 5.6445                           $ Metade do pitch em Y
21     py -5.6445                          $ Metade do pitch em Y
22     rpp -5.7095 176.9945 -5.6445 28.2225 $ Linha de centro da parede e
23     rpp -5.9 177.185 -5.835 28.413 0 87.3 $ Face externa do CESTO
24     rpp -55.9 227.185 -55.835 78.413 -100 187.3 $ Resto do mundo
25     rpp -3.969 3.969 -3.395 3.395 82.16 87.3 $ Bloco da Parte Superi
26     rpp -3.8245 -3.6725 -3.395 3.395 82.16 87.3 $ Pedaco da Parte Sup.
27     rpp 3.6725 3.8245 -3.395 3.395 82.16 87.3 $ Pedaco da Parte Sup.
28     rpp -3.969 3.969 -3.395 3.395 0 19.66   $ Bloco da Parte Inferi
29     rpp -3.8245 -3.6725 -3.395 3.395 15.86   $ Pedaco da Parte Infer
30     rpp 3.6725 3.8245 -3.395 3.395 15.86 19.66 $ Pedaco da Parte Infer
mode n
kcode 100000 1.000000 30 500
ksrc 0.220500 0.000000 50.910000
11.639500 0.000000 50.910000
23.058500 0.000000 50.910000
34.477500 0.000000 50.910000
45.896500 0.000000 50.910000
57.315500 0.000000 50.910000
68.734500 0.000000 50.910000
80.153500 0.000000 50.910000
91.572500 0.000000 50.910000
102.991500 0.000000 50.910000
114.410500 0.000000 50.910000
125.829500 0.000000 50.910000
137.248500 0.000000 50.910000
148.667500 0.000000 50.910000
160.086500 0.000000 50.910000
171.505500 0.000000 50.910000
0.220500 11.289000 50.910000
11.639500 11.289000 50.910000
23.058500 11.289000 50.910000
```


34.477500	11.289000	50.910000
45.896500	11.289000	50.910000
57.315500	11.289000	50.910000
68.734500	11.289000	50.910000
80.153500	11.289000	50.910000
91.572500	11.289000	50.910000
102.991500	11.289000	50.910000
114.410500	11.289000	50.910000
125.829500	11.289000	50.910000
137.248500	11.289000	50.910000
148.667500	11.289000	50.910000
160.086500	11.289000	50.910000
171.505500	11.289000	50.910000
0.220500	22.578000	50.910000
11.639500	22.578000	50.910000
23.058500	22.578000	50.910000
34.477500	22.578000	50.910000
45.896500	22.578000	50.910000
57.315500	22.578000	50.910000
68.734500	22.578000	50.910000
80.153500	22.578000	50.910000
91.572500	22.578000	50.910000
102.991500	22.578000	50.910000
114.410500	22.578000	50.910000
125.829500	22.578000	50.910000
137.248500	22.578000	50.910000
148.667500	22.578000	50.910000
160.086500	22.578000	50.910000
171.505500	22.578000	50.910000

COMPOSIÇÃO ATÔMICA DOS MATERIAIS (FRAÇÃO MÁSSICA)						
m209	13027.60c	-0.972		\$Alumínio 6061		
	12000.60c	-0.01	14000.60c	-0.006	22000.60c	-0.00088
	24052.60c	-0.00195	25055.60c	-0.00088	26056.60c	-0.00408
	29063.60c	-0.00275	30000.42c	-0.00146		
m210	13027.60c	-0.963		\$Alumínio 6262		
	12000.60c	-0.01	14000.60c	-0.006	22000.60c	-0.00085
	24052.60c	-0.0007	25055.60c	-0.0008	26056.60c	-0.00432
	29063.60c	-0.00283	30000.42c	-0.0017	82208.60c	-0.0048
	83209.60c	-0.005				
m222	5010.60c	-0.0333		\$BORALCAN		
	5011.60c	-0.14737	6000.60c	-0.05018	22000.60c	-0.02439
	13027.60c	-0.74476				
m277	92234.61c	-0.00121986		\$U3Si2-Al		
	92235.61c	-0.1186962	92236.61c	-0.0005697	92238.61c	-0.472995
	14000.60c	-0.04679904	13027.60c	-0.3597203		
m280	1001.60c	-0.1119		\$Água		
	8016.60c	-0.8881				
imp:n		1 22r		0 \$ 1, 45		
mt280	lwtr.01t					

[illegible]

```
c >>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>><<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<
c DEFINIÇÕES DAS SUPERFÍCIES (DIMENSÕES EM CENTÍMETROS)
c >>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>><<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<
c
c Superficies: px ----> plano perpendicular à X
c py ----> plano perpendicular à Y
c pz ----> plano perpendicular à Z
c
c Macro bodies: trc ----> cone reto truncado (VxVyVz HxHyHz R1 R2)
c rcc ----> cilindro circular reto (VxVyVz HxHyHz R)
c rpp ----> paralelepípedo retangular (Xmin Xmax Ymin Ymax Zmin Z
c
1      trc 0 0 0 0 0 0.9 2.65 3.03          $ Partes do Bocal
2      rcc 0 0 0 0 0 15 2.5                $ Partes do Bocal
3      rcc 0 0 0.9 0 0 11.7 3.03           $ Partes do Bocal
4      trc 0 0 12.6 0 0 1.7 3.03 3.6725   $ Partes do Bocal
5      rpp -3.6725 3.6725 -3.395 3.395 14.3 18.51 $ Partes do Bocal
6      trc 0 0 15 0 0 3.51 2.5 3.7         $ Partes do Bocal
7      rpp -3.988 3.988 -3.805 -3.395 15.86 87.3 $ Suporte lateral frontal
8      rpp -3.988 3.988 3.395 3.805 15.86 87.3 $ Suporte lateral posterior
9      rcc 0 -3.395 86 0 6.79 0 0.47       $ Pino de sustentação (Al 6262)
10     rpp 0.1445 0.2965 -3.395 3.395 19.66 82.16 $ Placa combustível
11     rpp 0.1825 0.2585 -3.13 3.13 20.91 80.91 $ Cerne de U3Si2-Al
12     rpp -3.969 3.969 -3.395 3.395 19.66 82.16 $ Matriz de pl.combustive
13     px 0                                $ Centro do EC
14     px 0.441                            $ Pitch (Espaço entre placas)
15     py 3.395                             $ Metade da largura livre
16     py -3.395                           $ Metade da largura livre
17     rpp -5.519 5.519 -5.454 5.454 0     $ Face interna de 1 cel. do RAC
    87.3
171    pz 85                               $Altura da parede do CESTO
18     px 5.7095                           $ Metade do pitch em X
19     px -5.7095                          $ Metade do pitch em X
20     py 5.6445                            $ Metade do pitch em Y
21     py -5.6445                           $ Metade do pitch em Y
22     rpp -5.7095 176.9945 -5.6445 28.2225 $ Linha de centro da parede e
    0 87.3
23     rpp -5.9 177.185 -5.835 28.413 0 87.3 $ Face externa do CESTO
24     rpp -55.9 227.185 -55.835 78.413 -100 187.3 $ Resto do mundo
25     rpp -3.969 3.969 -3.395 3.395 82.16 87.3 $ Bloco da Parte Superi
26     rpp -3.8245 -3.6725 -3.395 3.395 82.16 87.3 $ Pedaco da Parte Sup.
27     rpp 3.6725 3.8245 -3.395 3.395 82.16 87.3 $ Pedaco da Parte Sup.
28     rpp -3.969 3.969 -3.395 3.395 0 19.66 $ Bloco da Parte Inferi
29     rpp -3.8245 -3.6725 -3.395 3.395 15.86 $ Pedaco da Parte Infer
    19.66
30     rpp 3.6725 3.8245 -3.395 3.395 15.86 19.66 $ Pedaco da Parte Infer

mode n
kcode 100000 1.000000 30 500
ksrc 0.220500 0.000000 50.910000
11.639500 0.000000 50.910000
23.058500 0.000000 50.910000
34.477500 0.000000 50.910000
45.896500 0.000000 50.910000
57.315500 0.000000 50.910000
68.734500 0.000000 50.910000
80.153500 0.000000 50.910000
91.572500 0.000000 50.910000
102.991500 0.000000 50.910000
114.410500 0.000000 50.910000
125.829500 0.000000 50.910000
137.248500 0.000000 50.910000
148.667500 0.000000 50.910000
160.086500 0.000000 50.910000
171.505500 0.000000 50.910000
0.220500 11.289000 50.910000
11.639500 11.289000 50.910000
23.058500 11.289000 50.910000
```

63

Anexo D – Dados de Entrada do Cesto Projetado para Simulação com MCNP-5 (ENDF/B-VII)

[illegible]

```

c      >>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>><<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<
c      DEFINIÇÕES DAS SUPERFÍCIES (DIMENSÕES EM CENTÍMETROS)
c      >>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>><<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<
c
c      Superficies: px ----> plano perpendicular à X
c                    py ----> plano perpendicular à Y
c                    pz ----> plano perpendicular à Z
c
c      Macrobodyes: trc ----> cone reto truncado (VxVyVz HxHyHz R1 R2)
c                   rcc ----> cilindro circular reto (VxVyVz HxHyHz R)
c                   rpp ----> paralelepípedo retangular (Xmin Xmax Ymin Ymax Zmin Z
c
1      trc 0 0 0 0 0 0.9 2.65 3.03          $ Partes do Bocal
2      rcc 0 0 0 0 0 15 2.5                $ Partes do Bocal
3      rcc 0 0 0.9 0 0 11.7 3.03           $ Partes do Bocal
4      trc 0 0 12.6 0 0 1.7 3.03 3.6725    $ Partes do Bocal
5      rpp -3.6725 3.6725 -3.395 3.395 14.3 18.51 $ Partes do Bocal
6      trc 0 0 15 0 0 3.51 2.5 3.7         $ Partes do Bocal
7      rpp -3.988 3.988 -3.805 -3.395 15.86 87.3 $ Suporte lateral frontal
8      rpp -3.988 3.988 3.395 3.805 15.86 87.3 $ Suporte lateral posterior
9      rcc 0 -3.395 86 0 6.79 0 0.47       $ Pino de sustentação (Al 6262)
10     rpp 0.1445 0.2965 -3.395 3.395 19.66 82.16 $ Placa combustível
11     rpp 0.1825 0.2585 -3.13 3.13 20.91 80.91 $ Cerne de U3Si2-Al
12     rpp -3.969 3.969 -3.395 3.395 19.66 82.16 $ Matriz de pl.combustive
13     px 0                                $ Centro do EC
14     px 0.441                            $ Pitch (Espaço entre placas)
15     py 3.395                             $ Metade da largura livre
16     py -3.395                            $ Metade da largura livre
17     rpp -5.519 5.519 -5.454 5.454 0     $ Face interna de 1 cel. do RAC
18     pz 85                               $ Altura da parede do CESTO
19     px 5.7095                           $ Metade do pitch em X
20     py 5.6445                           $ Metade do pitch em Y
21     py -5.6445                          $ Metade do pitch em Y
22     rpp -5.7095 176.9945 -5.6445 28.2225 $ Linha de centro da parede e
23     rpp -5.9 177.185 -5.835 28.413 0 87.3 $ Face externa do CESTO
24     rpp -55.9 227.185 -55.835 78.413 -100 187.3 $ Resto do mundo
25     rpp -3.969 3.969 -3.395 3.395 82.16 87.3 $ Bloco da Parte Superi
26     rpp -3.8245 -3.6725 -3.395 3.395 82.16 87.3 $ Pedaco da Parte Sup.
27     rpp 3.6725 3.8245 -3.395 3.395 82.16 87.3 $ Pedaco da Parte Sup.
28     rpp -3.969 3.969 -3.395 3.395 0 19.66 $ Bloco da Parte Inferi
29     rpp -3.8245 -3.6725 -3.395 3.395 15.86 $ Pedaco da Parte Infer
30     rpp 3.6725 3.8245 -3.395 3.395 15.86 19.66 $ Pedaco da Parte Infer
mode n
kcode 100000 1.000000 30 500
ksrc 0.220500 0.000000 50.910000
11.639500 0.000000 50.910000
23.058500 0.000000 50.910000
34.477500 0.000000 50.910000
45.896500 0.000000 50.910000
57.315500 0.000000 50.910000
68.734500 0.000000 50.910000
80.153500 0.000000 50.910000
91.572500 0.000000 50.910000
102.991500 0.000000 50.910000
114.410500 0.000000 50.910000
125.829500 0.000000 50.910000
137.248500 0.000000 50.910000
148.667500 0.000000 50.910000
160.086500 0.000000 50.910000
171.505500 0.000000 50.910000
0.220500 11.289000 50.910000
11.639500 11.289000 50.910000
23.058500 11.289000 50.910000

```

34.477500	11.289000	50.910000
45.896500	11.289000	50.910000
57.315500	11.289000	50.910000
68.734500	11.289000	50.910000
80.153500	11.289000	50.910000
91.572500	11.289000	50.910000
102.991500	11.289000	50.910000
114.410500	11.289000	50.910000
125.829500	11.289000	50.910000
137.248500	11.289000	50.910000
148.667500	11.289000	50.910000
160.086500	11.289000	50.910000
171.505500	11.289000	50.910000
0.220500	22.578000	50.910000
11.639500	22.578000	50.910000
23.058500	22.578000	50.910000
34.477500	22.578000	50.910000
45.896500	22.578000	50.910000
57.315500	22.578000	50.910000
68.734500	22.578000	50.910000
80.153500	22.578000	50.910000
91.572500	22.578000	50.910000
102.991500	22.578000	50.910000
114.410500	22.578000	50.910000
125.829500	22.578000	50.910000
137.248500	22.578000	50.910000
148.667500	22.578000	50.910000
160.086500	22.578000	50.910000
171.505500	22.578000	50.910000

COMPOSIÇÃO ATÔMICA DOS MATERIAIS (FRAÇÃO MÁSSICA)						
m209	13027.70c	-0.972		\$Alumínio 6061		
	12024.70c	-0.01	14028.70c	-0.006	22048.70c	-0.00088
	24052.70c	-0.00195	25055.70c	-0.00088	26056.70c	-0.00408
	29063.70c	-0.00275	30000.70c	-0.00146		
m210	13027.70c	-0.963		\$Alumínio 6262		
	12024.70c	-0.01	14028.70c	-0.006	22048.70c	-0.00085
	24052.70c	-0.0007	25055.70c	-0.0008	26056.70c	-0.00432
	29063.70c	-0.00283	30000.70c	-0.0017	82208.70c	-0.0048
	83209.70c	-0.005				
m222	5010.70c	-0.0333		\$BORALCAN		
	5011.70c	-0.14737	6000.70c	-0.05018	22048.70c	-0.02439
	13027.70c	-0.74476				
m277	92234.70c	-0.00121986		\$U3Si2-Al		
	92235.70c	-0.1186962	92236.70c	-0.0005697	92238.70c	-0.472995
	14028.70c	-0.04679904	13027.70c	-0.3597203		
m280	1001.70c	-0.1119		\$Água		
	8016.70c	-0.8881				
imp:n		1 22r		0 \$ 1, 45		
mt280	lwtr.10t					

(BORALCAN™ foi substituído por Alumínio) (ENDF/B-VII)

[illegible]


```
c      >>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>><<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<
c      DEFINIÇÕES DAS SUPERFÍCIES (DIMENSÕES EM CENTÍMETROS)
c      >>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>><<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<<
c
c      Superficies: px ----> plano perpendicular à X
c                    py ----> plano perpendicular à Y
c                    pz ----> plano perpendicular à Z
c
c      Macrobodyes: trc ----> cone reto truncado (VxVyVz HxHyHz R1 R2)
c                   rcc ----> cilindro circular reto (VxVyVz HxHyHz R)
c                   rpp ----> paralelepípedo retangular (Xmin Xmax Ymin Ymax Zmin Z
c
c      1          trc 0 0 0 0 0 0.9 2.65 3.03                $ Partes do Bocal
c      2          rcc 0 0 0 0 0 15 2.5                      $ Partes do Bocal
c      3          rcc 0 0 0.9 0 0 11.7 3.03                 $ Partes do Bocal
c      4          trc 0 0 12.6 0 0 1.7 3.03 3.6725         $ Partes do Bocal
c      5          rpp -3.6725 3.6725 -3.395 3.395 14.3 18.51 $ Partes do Bocal
c      6          trc 0 0 15 0 0 3.51 2.5 3.7              $ Partes do Bocal
c      7          rpp -3.988 3.988 -3.805 -3.395 15.86 87.3 $ Suporte lateral frontal
c      8          rpp -3.988 3.988 3.395 3.805 15.86 87.3  $ Suporte lateral posterior
c      9          rcc 0 -3.395 86 0 6.79 0 0.47           $ Pino de sustentação (Al 6262)
c     10          rpp 0.1445 0.2965 -3.395 3.395 19.66 82.16 $ Placa combustível
c     11          rpp 0.1825 0.2585 -3.13 3.13 20.91 80.91  $ Cerne de U3Si2-Al
c     12          rpp -3.969 3.969 -3.395 3.395 19.66 82.16 $ Matriz de pl.combustive
c     13          px 0                                       $ Centro do EC
c     14          px 0.441                                   $ Pitch (Espaço entre placas)
c     15          py 3.395                                  $ Metade da largura livre
c     16          py -3.395                                 $ Metade da largura livre
c     17          rpp -5.519 5.519 -5.454 5.454 0          $ Face interna de 1 cel. do RAC
c                                     87.3
c    171          pz 85                                      $Altura da parede do CESTO
c     18          px 5.7095                                  $ Metade do pitch em X
c     19          px -5.7095                                $ Metade do pitch em X
c     20          py 5.6445                                  $ Metade do pitch em Y
c     21          py -5.6445                                 $ Metade do pitch em Y
c     22          rpp -5.7095 176.9945 -5.6445 28.2225    $ Linha de centro da parede e
c                                     0 87.3
c     23          rpp -5.9 177.185 -5.835 28.413 0 87.3   $ Face externa do CESTO
c     24          rpp -55.9 227.185 -55.835 78.413 -100 187.3 $ Resto do mundo
c     25          rpp -3.969 3.969 -3.395 3.395 82.16 87.3 $ Bloco da Parte Superi
c     26          rpp -3.8245 -3.6725 -3.395 3.395 82.16 87.3 $ Pedaco da Parte Sup.
c     27          rpp 3.6725 3.8245 -3.395 3.395 82.16 87.3  $ Pedaco da Parte Sup.
c     28          rpp -3.969 3.969 -3.395 3.395 0 19.66   $ Bloco da Parte Inferi
c     29          rpp -3.8245 -3.6725 -3.395 3.395 15.86  $ Pedaco da Parte Infer
c                                     19.66
c     30          rpp 3.6725 3.8245 -3.395 3.395 15.86 19.66 $ Pedaco da Parte Infer
c
mode n
kcode 100000 1.000000 30 500
ksrc 0.220500 0.000000 50.910000
11.639500 0.000000 50.910000
23.058500 0.000000 50.910000
34.477500 0.000000 50.910000
45.896500 0.000000 50.910000
57.315500 0.000000 50.910000
68.734500 0.000000 50.910000
80.153500 0.000000 50.910000
91.572500 0.000000 50.910000
102.991500 0.000000 50.910000
114.410500 0.000000 50.910000
125.829500 0.000000 50.910000
137.248500 0.000000 50.910000
148.667500 0.000000 50.910000
160.086500 0.000000 50.910000
171.505500 0.000000 50.910000
0.220500 11.289000 50.910000
11.639500 11.289000 50.910000
23.058500 11.289000 50.910000
```

34.477500	11.289000	50.910000
45.896500	11.289000	50.910000
57.315500	11.289000	50.910000
68.734500	11.289000	50.910000
80.153500	11.289000	50.910000
91.572500	11.289000	50.910000
102.991500	11.289000	50.910000
114.410500	11.289000	50.910000
125.829500	11.289000	50.910000
137.248500	11.289000	50.910000
148.667500	11.289000	50.910000
160.086500	11.289000	50.910000
171.505500	11.289000	50.910000
0.220500	22.578000	50.910000
11.639500	22.578000	50.910000
23.058500	22.578000	50.910000
34.477500	22.578000	50.910000
45.896500	22.578000	50.910000
57.315500	22.578000	50.910000
68.734500	22.578000	50.910000
80.153500	22.578000	50.910000
91.572500	22.578000	50.910000
102.991500	22.578000	50.910000
114.410500	22.578000	50.910000
125.829500	22.578000	50.910000
137.248500	22.578000	50.910000
148.667500	22.578000	50.910000
160.086500	22.578000	50.910000
171.505500	22.578000	50.910000

COMPOSIÇÃO ATÔMICA DOS MATERIAIS (FRAÇÃO MÁSSICA)						
m209	13027.70c	-0.972		\$Alumínio 6061		
	12024.70c	-0.01	14028.70c	-0.006	22048.70c	-0.00088
	24052.70c	-0.00195	25055.70c	-0.00088	26056.70c	-0.00408
	29063.70c	-0.00275	30000.70c	-0.00146		
m210	13027.70c	-0.963		\$Alumínio 6262		
	12024.70c	-0.01	14028.70c	-0.006	22048.70c	-0.00085
	24052.70c	-0.0007	25055.70c	-0.0008	26056.70c	-0.00432
	29063.70c	-0.00283	30000.70c	-0.0017	82208.70c	-0.0048
	83209.70c	-0.005				
m222	13027.70c	-1		\$Alumínio		
m277	92234.70c	-0.00121986		\$U3Si2-Al		
	92235.70c	-0.1186962	92236.70c	-0.0005697	92238.70c	-0.472995
	14028.70c	-0.04679904	13027.70c	-0.3597203		
m280	1001.70c	-0.1119		\$Água		
	8016.70c	-0.8881				
imp:n		1 22r		0	\$ 1, 45	
mt280	lwtr.10t					

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] Instituto De Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN), **Relatório de Análise de Segurança do Reator IEA-R1**, versão atualizada (Disponível no Sistema de Gestão Integrada {Qualidade - Meio Ambiente – Segurança} acesso restrito - Intranet IPEN), 2014.
- [2] MITIKO, S.; SAXENA, R. N. **The IEA-R1 nuclear reactor as a source of neutrons and its use in research; development and training of human resources**. (Projeto de Pesquisa nº 03/10156-6) São Paulo: FAPESP / IPEN- CNEN-SP, 2008.
- [3] MARTINS, Mauro Onofre. **Desenvolvimento de sistema computacional para planejamento e controle da manutenção do reator IEA-R1**. 2015. Dissertação (Mestrado) - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo.
- [4] LIMA, F. W. **25º Aniversário da Primeira Operação do Reator de São Paulo. Ciência e Cultura**: p. 2151 - 2156, 1984.
- [5] INSTITUTO DE ENERGIA ATÔMICA, **Reator de Pesquisas IEA-R1**, Publicação IEA no 1, 1958.
- [6] SAXENA, R. N. **The IEA-R1 Research Reactor 50 Years of Operating Experience and Utilization. IAEA International Conference on Safe Management and Utilization of Research Reactors**. 5-9 November, Sydney, Australia. 2007.
- [7] INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES, **Controle de Qualidade da Água do Circuito Primário do Reator IEA-R1**, Procedimentos Operacionais do reator IEA-R1, PO-CRO-1001, São Paulo, 2002.
- [8] FERRUFINO, Felipe Bonito Jaldin. **Determinação quantitativa da homogeneidade da distribuição de urânio em combustíveis nucleares tipo placa**. 2011. Dissertação (Mestrado) - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo.
- [9] PERROTTA, J. A. **Análise do Projeto dos Elementos Combustíveis do Reator IEA-R1 para Operação a 5 MWth**- Projeto nº PSI.REN.IEAR1.002, Documento nº RELT.007.R00, São Paulo, 1995.
- [10] RICCI FILHO, W. **Relatório de Verificação dos Critérios de Mudança de Configuração**, (Disponível no Sistema de Gestão Integrada {Qualidade - Meio Ambiente – Segurança} acesso restrito), IPEN, SP, 2016.

- [11] RODRIGUES, A. C. I., MADI FILHO, T. and RICCI FILHO, W. ***Borated Stainless Steel Storage Project to the Spent Fuel of the IEA-R1 Reactor International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2013***. Recife. PE. Brazil. November 24-29, 2013. ISBN: 978-85-99141-05-2 (2013).
- [12] Grahn, Per Henrik, ***End-of-Mission Report BRA4059/03/01***, (Relatório de acesso restrito) IAEA, September 2012.
- [13] ROMANATO, L. S. ***Armazenagem de Combustível Nuclear Queimado***. 2005. Dissertação (Mestrado) - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo.
- [14] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. 1990 ***Recommendations of the International Commission on Radiological Protection***. Oxford, Pergamon, 1991, (ICRP Publication No. 60).
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, ***Storage of Spent Nuclear Fuel***, IAEA Safety Standards Series No. SSG-15, IAEA, Vienna (2012).
- [16] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, ***Criticality Safety in the Handling of Fissile Material***, IAEA Safety Standards Series No. SSG-27, IAEA, Vienna (2014).
- [17] CNEN-COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. *Transporte, Recebimento, Armazenagem e Manuseio de Elementos Combustíveis de Usinas Nucleoelétricas*, NE-5.02. Resolução CNEN/PR 08/03, Fevereiro de 2003 (CNEN NE 5.02).
- [18] LAMARSH, John R., ***Introduction to Nuclear Engineering***, Addison-Wesley Company, 1977.
- [19] ***Magnesium***, quarterly magazine published by Brooks & Perkins, August 1956.
- [20] ***BORAL: A NEW THERMAL NEUTRON SHIELD***, ORNL-242, by V.L. McKinney and Theodore Rockwell, 1949; and Supplement I, ORNL-981, May 1954.
- [21] ***Results of a Survey on the Use of Boral in Shielding***, paper presented at the Atomic Energy Commission Conference on Radiation Shielding, May, 1954.
- [22] 3M™ Neutron Absorber Composite (formerly known as Boral® Composite). Disponível em: <<http://multimedia.3m.com/mws/media/999488O/3m-stable-isotopes.pdf>>. Acesso em: janeiro de 2016.
- [23] Technical Report, "Aluminum Powder Specification Revision for BORAL Neutron Absorber" Disponível em: <<http://www.nrc.gov/docs/ML0415/ML041550942.pdf>>. Acesso em: janeiro de 2016.

- [24] Spent Fuel Criticality: Neutron Absorbing Material Degradation Issues Emma Wong Nuclear Regulatory Commission March 11, 2010. Disponível em: <<http://www.nrc.gov/public-involve/conference-symposia/ric/past/2010/slides/th32wongehv.pdf>> Acesso em: outubro de 2015.
- [25] MATERIAL QUALIFICATION OF ALCAN COMPOSITE FOR SPENT FUEL STORAGE Prepared by: Northeast Technology Corp. 108 N. Front Street Kingston, NY 12401 August 2008. Disponível em: <<http://www.nrc.gov/docs/ML1319/ML13199A039.pdf>>. Acesso em: dezembro de 2015.
- [26] TABLES of Nuclear Data. National Nuclear Data Center. Disponível em: <<http://www.nndc.bnl.gov/>>. Acesso em: novembro de 2015.
- [27] KNOLL, G. F. **Radiation Detection and Measurement**. John Wiley & Sons, 1989.
- [28] X-5 Monte Carlo Team. **MCNP: A General Monte Carlo N-Particle Transport Code (Version-5)**. Los Alamos National Laboratory. LA-UR-03-1987 (2003).
- [29] GONÇALVES, L. B. **Calibração Dos Canais Nucleares Do Reator Ipen/MB-01, Obtida A Partir Da Medida Da Distribuição Espacial Do Fluxo De Nêutrons Térmicos No Núcleo Do Reator Através Da Irradiação De Folhas De Ouro Infinitamente Diluídas**. 2008. Dissertação (Mestrado), Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo.
- [30] L.L. Carter and R.A. Schwarz. **MCNP Visual Editor Computer Code**. Version 19L (2005).
- [31] CENTRO DO COMBUSTÍVEL NUCLEAR – CCN, **Documentação de Qualificação do Elemento Combustível Padrão IEA-207**, DQ-CCN-080-00, Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo, Outubro 2009.
- [32] RODRIGUES, A. C. I., MADI FILHO, T., SIQUEIRA, P. T. D. and RICCI FILHO, W. **Design Of A New Wet Storage Rack For Spent Fuels From Iea-R1 Reactor** International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2015. São Paulo, SP, Brazil. October 4-9, 2015. ISBN: 978-85-99141-06-9(2015).