

PROPOSTA DE METODOLOGIA PARA A OTIMIZAÇÃO DO GERENCIAMENTO
DO COMBUSTÍVEL RETIRADO DE USINAS NUCLEARES UTILIZANDO DRY-
CASKS

Ian Bortolotti Gomes

Tese de Doutorado apresentada ao Programa de Pós-graduação em Engenharia Nuclear, COPPE, da Universidade Federal do Rio de Janeiro, como parte dos requisitos necessários à obtenção do título de Doutor em Engenharia Nuclear.

Orientador: Antonio Carlos Marques Alvim

Rio de Janeiro
Setembro de 2018

PROPOSTA DE METODOLOGIA PARA A OTIMIZAÇÃO DO GERENCIAMENTO
DO COMBUSTÍVEL RETIRADO DE USINAS NUCLEARES UTILIZANDO DRY-
CASKS

Ian Bortolotti Gomes

TESE SUBMETIDA AO CORPO DOCENTE DO INSTITUTO ALBERTO LUIZ
COIMBRA DE PÓS-GRADUAÇÃO E PESQUISA DE ENGENHARIA (COPPE) DA
UNIVERSIDADE FEDERAL DO RIO DE JANEIRO COMO PARTE DOS
REQUISITOS NECESSÁRIOS PARA A OBTENÇÃO DO GRAU DE DOUTOR EM
CIÊNCIAS EM ENGENHARIA NUCLEAR.

Examinada por:

Prof. Antonio Carlos Marques Alvim, Ph.D.

Prof. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo, D.Sc.

Prof.^a Andressa dos Santos Nicolau, D.Sc.

Dr. Pedro Luiz da Cruz Saldanha, D.Sc.

Dr. Daniel Artur Pinheiro Palma, D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL
SETEMBRO DE 2018

Gomes, Ian Bortolotti

Proposta de Metodologia para a Otimização do Gerenciamento do Combustível Retirado de Usinas Nucleares Utilizando Dry-Casks / Ian Bortolotti Gomes. – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2018.

XIII, 98 p.: il.; 29,7 cm.

Orientador: Antonio Carlos Marques Alvim

Tese (doutorado) – UFRJ/ COPPE/ Programa de Engenharia Nuclear, 2018.

Referências Bibliográficas: p. 83-89.

1. Combustível Nuclear. 2. Armazenamento a Seco. 3. Piscina. 4. Otimização. I. Alvim, Antonio Carlos Marques. II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título.

Dedico este trabalho à minha família.

AGRADECIMENTOS

Agradeço à minha família pelo apoio que me deram durante toda a minha vida, tornando possível que eu superasse todos os desafios que encontrei pelo caminho até aqui.

À Paola, que me ajudou a manter o foco no trabalho e nos estudos quando a minha atenção se desviava.

Agradeço ao meu orientador, Prof. Antonio Carlos Alvim, e ao Dr. Pedro Luiz Saldanha, da Comissão Nacional de Energia Nuclear, pelo conhecimento que me transmitiram durante todo o desenvolvimento desta tese, assim como a todos os professores e funcionários do Programa de Engenharia Nuclear da COPPE/UFRJ, em especial ao Prof. Ademir, ao Dr. José Marques Lopes e aos demais colegas do LAASC, pela ajuda com o MCNP nas últimas etapas do desenvolvimento do trabalho. Agradeço também ao Prof. Paulo Fernando Frutuoso, meu orientador no Mestrado, pelo apoio mesmo após a minha decisão de seguir por uma linha de pesquisa diferente.

Também faço um agradecimento especial aos meus colegas de trabalho na COGESN, Marinha do Brasil. Aos CMG (RM1) Lessa e CMG (RM1) Ibsen, meus chefe e antigo chefe, respectivamente, que permitiram as minhas idas à universidade em meio às muitas atividades e tarefas em andamento no dia a dia do trabalho; e aos demais amigos assessores da Gerência da Área Nuclear, CC (EN) Marco André, também doutorando e compartilhando dos problemas que inevitavelmente surgem durante o desenvolvimento de uma tese; Ronaldo Pessoa, o oráculo, compartilhando sua vasta experiência de trabalho na área; Mario Hugo, que me ajudou muito com os conceitos de proteção radiológica, sua especialidade, e com o MCNP; os Doutores Leandro e Vívian, pelos conselhos pela melhor forma de conduzir o desenvolvimento do trabalho; e o SO (RM1) Salazar e a Nádia, pelo apoio nas tarefas diárias.

Resumo da Tese apresentada à COPPE/UFRJ como parte dos requisitos necessários para obtenção do grau de Doutor em Ciências (D.Sc.).

PROPOSTA DE METODOLOGIA PARA A OTIMIZAÇÃO DO GERENCIAMENTO DO COMBUSTÍVEL RETIRADO DE USINAS NUCLEARES UTILIZANDO DRY-CASKS

Ian Bortolotti Gomes

Setembro/2018

Orientador: Antonio Carlos Marques Alvim

Programa: Engenharia Nuclear

O gerenciamento de elementos combustíveis irradiados retirados de usinas nucleares é um assunto prioritário para os países membros da Agência Internacional de Energia Atômica. Para a maioria destes países, o destino desses elementos é uma decisão que ainda não foi tomada, sendo adotada a chamada política de “esperar e ver”. Neste caso, o combustível irradiado fica armazenado nas piscinas das próprias centrais até o seu descomissionamento ou, caso o espaço de armazenamento nas piscinas se esgote, em depósitos intermediários, que podem ser outras piscinas ou armazenamento a seco, até que a decisão final seja tomada.

O objetivo desta tese é propor uma metodologia que, utilizando um algoritmo de otimização, encontre o tempo ideal para que os elementos combustíveis sejam retirados das piscinas de uma central e encaminhados para *dry-casks* para armazenamento intermediário do combustível a seco. A metodologia possibilita otimizar o dimensionamento das piscinas projetadas e as características dos *casks*, reduzindo o custo de obtenção de novas centrais nucleares.

Após a descrição da metodologia, um exemplo de aplicação é apresentado, do qual é possível depreender que, utilizando dados reais, a metodologia proposta pode se tornar uma ferramenta importante para tornar a energia nuclear uma opção mais competitiva.

Abstract of Thesis presented to COPPE/UFRJ as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Doctor of Science (D.Sc.).

A METHODOLOGY FOR THE OPTIMIZATION OF THE MANAGEMENT OF
SPENT FUEL FROM NUCLEAR POWER PLANTS USING DRY STORAGE
CASKS

Ian Bortolotti Gomes

September/2018

Advisor: Antonio Carlos Marques Alvim

Department: Nuclear Engineering

The management of spent nuclear fuel elements removed from nuclear reactors is a priority subject among member states of the International Atomic Energy Agency. For the majority of these countries, the destination of such fuel elements is a decision that is yet to be made and the “wait-and-see” policy is thus adopted by them. In this case, the irradiated fuel is stored in the initial spent fuel pools until the power plant is decommissioned or, when there is no more rack space, they are stored in intermediate storage facilities, which can be another pool or dry storage systems, until the final decision is made.

The purpose of this thesis is to propose a methodology that, using an optimization algorithm, determines the ideal time for the removal of the fuel elements from the spent fuel pool and the transference of them to dry-casks for intermediate storage. The methodology allows for the optimal dimensioning of the designed spent fuel pools and the cask characteristics, reducing the costs of purchasing new nuclear power plants.

After the description of the methodology, an example of its application is presented, from which it is possible to observe that, using real-life data, the proposed methodology can become a valuable tool for making nuclear energy a more competitive choice.

ÍNDICE

1 INTRODUÇÃO	1
1.1 MOTIVAÇÃO	1
1.2 OBJETIVO	2
1.3 METODOLOGIA DE PESQUISA	2
1.4 REVISÃO BIBLIOGRÁFICA	3
1.5 RELEVÂNCIA E ORIGINALIDADE.....	5
1.6 ORGANIZAÇÃO DO TRABALHO	5
2 FUNDAMENTOS TEÓRICOS.....	7
2.1 CENÁRIO GLOBAL DO GERENCIAMENTO DO COMBUSTÍVEL IRRADIADO	7
2.2 GRANDEZAS UTILIZADAS NA PROTEÇÃO RADIOLÓGICA.....	9
2.3 COMBUSTÍVEL IRRADIADO	13
2.4 PISCINAS PARA ARMAZENAMENTO DE COMBUSTÍVEL IRRADIADO	15
2.5 ARMAZENAMENTO E TRANSPORTE EM <i>DRY-CASKS</i>	17
2.6 O MÉTODO DE MONTE CARLO	22
2.7 OTIMIZAÇÃO POR ALGORITMOS GENÉTICOS.....	30
2.8 INTERPOLAÇÃO LINEAR	34
3 DESCRIÇÃO DA METODOLOGIA DE OTIMIZAÇÃO	36
3.1 ETAPAS DE APLICAÇÃO DA METODOLOGIA.....	36
4 DEFINIÇÃO DE PREMISSAS PARA UM EXEMPLO DE APLICAÇÃO	46
4.1 CENTRAL HIPOTÉTICA	46
4.2 CENÁRIO DE OPERAÇÃO DA CENTRAL HIPOTÉTICA	47
4.3 CARACTERÍSTICAS DO DRY-CASK.....	49
5 EXEMPLO DE APLICAÇÃO DA METODOLOGIA.....	58
5.1 MODELAGEM DO CUSTO DA PISCINA	58
5.2 MODELAGEM DO CUSTO DOS DRY-CASKS	58
5.3 AVALIAÇÃO DA ESPESSURA DE CONCRETO DO OVERPACK	61
5.4 REMOÇÃO DE CALOR RESIDUAL.....	67
5.5 VALORES DE CUSTO UNITÁRIO	68
5.6 OTIMIZAÇÃO POR ALGORITMO GENÉTICO UTILIZANDO A FERRAMENTA MATLAB®	68

5.7 RESULTADOS	74
6 CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES	81
7 REFERÊNCIAS	83
ANEXO 1 – Calor de decaimento em função do tempo após o desligamento de um reator PWR em W/MTU.....	90
ANEXO 2 – Atividades dos núclídeos presentes no combustível irradiado em função do tempo de resfriamento inicial para o grupo PWR-3	92
ANEXO 3 – Massa dos núclídeos presentes no combustível irradiado em função do tempo de resfriamento inicial para o grupo PWR-3	94
ANEXO 4 – Cartão de INPUT do MCNP	97

ÍNDICE DE FIGURAS

Figura 1 - Configuração de um <i>dry-cask</i> utilizada no estudo de Baće <i>et al</i> (1995)	4
Figura 2 - Equivalente de Dose Ambiente, $H^*(d)$, no ponto P da esfera ICRU (Tahuata, 2014).....	13
Figura 3 - Calor de decaimento de Fissão em função do tempo após o desligamento (adaptado de Todreas, 1990)	14
Figura 4 - Piscina de armazenamento de combustível irradiado típica (USNRC, 2017) 16	
Figura 5 - <i>Dry-casks</i> para armazenamento de combustível irradiado (ZionSolutions, 2015).....	18
Figura 6 - Amostragem de uma variável aleatória x contínua (Haghighat, 2014).....	24
Figura 7 - Amostragem de uma variável aleatória x discreta (Haghighat, 2014).....	25
Figura 8 - História no MCNP de um nêutron incidente em um material (adaptado de X-5 MONTE CARLO TEAM, 2003).....	26
Figura 9 - Fluxograma de execução de um algoritmo genético (adaptado de Miranda, 2018).....	31
Figura 10 - Exemplo de operação de cruzamento (adaptado de Goldberg, 1989)	34
Figura 11 - Interpolação linear da função $f(x) = \text{sen}(x)$ (MathWorks, 2017).....	35
Figura 12 - Diagrama de aplicação da metodologia proposta	36
Figura 13 - Fluxograma de aplicação da metodologia proposta.....	38
Figura 14 - Esboço do comportamento das duas parcelas do custo que são função do tempo de armazenamento inicial	42
Figura 15 - Fluxograma de entrada e saída de EC da Piscina de Armazenamento Inicial	43
Figura 16 - As etapas do plano de gerenciamento de combustível irradiado da Central Hipotética	48
Figura 17 - <i>Overpack</i> do sistema HI-STORM 100 com o MPC parcialmente inserido (adaptado de HOLTEC, 2010a).....	50
Figura 18 - Corte transversal de um MPC com 24 posições para elementos combustíveis (adaptado de HOLTEC, 2010b).....	51
Figura 19 - Resfriamento do sistema HI-STORM (adaptado de HOLTEC, 2010a)	53
Figura 20 - Arranjo dos Elementos Combustíveis no <i>dry-cask</i>	59

Figura 21 - Aproximação da geometria da fonte composta pelos EC no interior do <i>dry-cask</i>	60
Figura 22 - Esquema de decaimento do Césio-137 (Adaptado de Decay Schemes, 2018)	62
Figura 23 - Captura de tela do VISED, representando a geometria do exemplo (corte no plano XZ).....	65
Figura 24 - Captura de tela do VISED, representando a geometria do exemplo (corte no plano XY)	65
Figura 25 - Remoção de Calor Residual no <i>dry-cask</i>	67
Figura 26 - Valores linearmente interpolados para a atividade de Cs-137 em função do tempo de resfriamento inicial	70
Figura 27 - Dose medida no detector por decaimento na fonte em função da espessura de concreto do <i>cask</i>	71
Figura 28 - Código em linguagem MATLAB® para o cálculo da função fitness	72
Figura 29 - Valores linearmente interpolados para a atividade da fonte adaptada em função do tempo de resfriamento inicial	77
Figura 30 - Ocupação da piscina	80

ÍNDICE DE TABELAS

Tabela 1 - Fatores de Peso da Radiação (W_r) (Adaptado de ICRP, 2007).....	12
Tabela 2 - Fatores de Peso do Tecido ou Órgão (Adaptado de ICRP, 2007).....	12
Tabela 3 - Limites de Dose Anuais (CNEN, 2014).....	21
Tabela 4 - Sumário do Enriquecimento e da Queima para cada Grupo (Adaptado de USNRC, 2015)	55
Tabela 5 - Atividade total dos EC do grupo PWR-3 (adaptado de USNRC, 2015).....	55
Tabela 6 - Calor de Decaimento Total dos EC do grupo PWR-3 (adaptado de USNRC, 2015).....	56
Tabela 7 - Emissão total de Fótons dos EC do grupo PWR-3 (adaptado de USNRC, 2015).....	56
Tabela 8 - Emissão total de nêutrons dos EC do grupo PWR-3 (adaptado de USNRC, 2015).....	57
Tabela 9 - Atividade e Massa de Cs-137 no combustível irradiado por MTU de UO_2 (adaptado de USNRC, 2015).....	63
Tabela 10 - Atividade e Massa de Cs-137 no combustível irradiado armazenado no <i>dry-cask</i>	63
Tabela 11 - Resultados do MCNP	67
Tabela 12 - Parâmetros do algoritmo genético	73
Tabela 13 - Critérios de parada do algoritmo genético	73
Tabela 14 - Análise de sensibilidade do algoritmo de otimização usando Cs-137 como fonte.....	75
Tabela 15 - Análise da função <i>fitness</i> para o cenário com limite de taxa de dose de 0,2 mSv/h.....	76
Tabela 16 - Análise de sensibilidade do algoritmo de otimização usando a fonte adaptada.....	78
Tabela 17 - Parâmetros associados a um exemplo de resultado ótimo	79
Tabela 18 - Calor de Decaimento em função do tempo após o desligamento de um reator PWR em W/MTU (adaptado de Ade, 2011).....	90
Tabela 19 - Atividades dos núclídeos presentes no combustível irradiado em função do tempo de resfriamento inicial para o grupo PWR-3 (Adaptado de USNRC, 2015).....	92
Tabela 20 - Massa dos núclídeos presentes no combustível irradiado em função do tempo de resfriamento inicial para o grupo PWR-3 (Adaptado de USNRC, 2015).....	94

LISTA DE SIGLAS E ABREVIACOES

AIEA	Agncia Internacional de Energia Atmica
ANS	<i>American Nuclear Society</i>
ANSI	<i>American National Standards Institute</i>
BWR	<i>Boiling Water Reactor</i>
CFD	<i>Computational Fluid Dynamics</i>
CFR	<i>Code of Federal Regulations</i>
EC	Elemento Combustvel
ENIAC	<i>Electronic Numerical and Integrator Computer</i>
EPR	<i>European Pressurized Reactor</i>
IAEA	<i>International Atomic Energy Agency</i>
ICRP	<i>International Commission on Radiological Protection</i>
ICRU	<i>International Commission on Radiation Units and Measurements</i>
INB	Indstrias Nucleares do Brasil
LWR	<i>Light Water Reactor</i>
MCNP	<i>Monte Carlo N-Particle</i>
MOX	<i>Mixed Oxide Fuel</i>
MPC	<i>Multi-Purpose Canister</i>
MTHM	<i>Metric Ton of Heavy Metal</i>
NEA	<i>Nuclear Energy Agency</i>
PWR	<i>Pressurized Water Reactor</i>
SAS	<i>Shielding Analysis Sequence</i>
UOX	<i>Uranium Oxide Fuel</i>
USNRC	<i>United States Nuclear Regulatory Commission</i>
WNA	<i>World Nuclear Association</i>

CAPÍTULO 1

INTRODUÇÃO

1.1 MOTIVAÇÃO

Nos dias de hoje, entre as maiores discussões acerca da utilização da energia nuclear está o gerenciamento do combustível irradiado que é retirado do núcleo dos reatores de fissão. O armazenamento em longo prazo desses elementos combustíveis é um assunto prioritário para os estados membros da AIEA (IAEA, 2006).

Segundo a AIEA (Fukuda, 2003), dependendo da decisão do operador, o combustível retirado de um reator nuclear tem um dos possíveis destinos listados abaixo:

- ciclo direto, ou seja, o combustível irradiado é encaminhado diretamente para um repositório definitivo;
- ciclo fechado, ou seja, é feito o reprocessamento do combustível irradiado, o que inclui a reciclagem do urânio e do plutônio reprocessado e o descarte dos rejeitos gerados na operação de reprocessamento; ou
- a chamada política de “esperar e ver”, na qual o combustível irradiado é armazenado e decide-se em um momento futuro o seu destino final.

Qualquer opção que se adote para o seu gerenciamento requer, necessariamente, que o combustível irradiado seja estocado durante um período de tempo. Este tempo pode variar desde meses a muitas décadas, dependendo da estratégia adotada pelo operador. O destino final do combustível irradiado pode não ter sido definido à época do projeto da instalação de onde ele será originado, o que leva a incertezas na definição do período pelo qual será necessário que ele fique estocado (Lewis, 1977).

O transporte dos EC para outra localidade, que pode ser, por exemplo, o repositório ou a instalação de reprocessamento é feito através de contêineres especiais chamados *casks*, que devem atender os requisitos de segurança previstos em norma (nos Estados Unidos são regulamentados pela Norma 10 CFR *part 71* (USNRC, 2014), a fim de que sejam capazes de resistir a grandes impactos, incêndios, entre outros acidentes que possam ocorrer durante seu uso, além de manter dentro dos limites as taxas de dose

de radiação recebidas pelos trabalhadores e pelo público (*Committee on Transportation of Radioactive Waste*, 2006).

Um plano de gerenciamento de combustível irradiado elaborado de forma eficiente pode resultar no projeto de uma Piscina de Armazenamento Inicial de Combustíveis Irrradiados que ocupe uma área menor do que uma piscina projetada para acondicionar por tempo indefinido o combustível de todos os ciclos de operação de cada uma das unidades de uma central nuclear, otimizando os custos de sua construção, do armazenamento inicial e intermediário dos EC irradiados que, inevitavelmente, ocorrerá caso o seu destino final ainda não tenha sido definido.

1.2 OBJETIVO

Assumindo-se que no projeto de uma nova central, já tenha sido determinado que em algum momento o combustível será removido para uma instalação de armazenamento intermediário, o objetivo do trabalho conduzido nesta tese é propor uma metodologia para otimizar o tempo para a retirada do combustível irradiado da piscina de armazenamento inicial de elementos combustíveis irradiados.

Para tanto, leva-se em conta o cronograma de recarga das unidades da central, o inventário de material radioativo presente nos EC no momento da sua retirada da piscina e os custos para armazenamento, o que, conseqüentemente, irá determinar o tamanho mais eficiente para a piscina e as características ótimas para o projeto da instalação de armazenamento intermediário.

Para demonstrar a metodologia, apresenta-se um exemplo de aplicação da mesma.

1.3 METODOLOGIA DE PESQUISA

A metodologia de pesquisa utilizada neste trabalho foi a revisão bibliográfica de artigos publicados em periódicos indexados, anais de congressos, livros e normas nacionais e internacionais relacionadas com o tema em estudo.

Para o desenvolvimento do exemplo de aplicação da metodologia proposta, foram utilizadas informações disponíveis em documentação da USNRC, da AIEA e de sítios da internet; e dados obtidos por simulação computacional, utilizando o código MCNP (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2003), disponível no Programa de Engenharia

Nuclear da COPPE/UFRJ, e algoritmos genéticos (Goldberg, 1989), utilizando o software MATLAB® (MathWorks, 2017).

1.4 REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

Ade *et al* (2011) realizaram uma comparação da variação no tempo do calor de decaimento em combustíveis de UOX e MOX (para armamento ou não), em reatores do tipo PWR e BWR, para diversos valores de *burnup*. Para tanto, foram utilizados os códigos SCALE/TRITON (USNRC, 2012), para as cadeias de decaimento, e SCALE/ORIGEN-ARP (BOWMAN, 2014), para o cálculo das taxas de geração de calor de decaimento, para diferentes composições iniciais de combustível e *burnup*. Os dados obtidos para reator do tipo PWR são reproduzidos no Anexo 1.

Li *et al* (2016) apresentaram uma análise térmica de um *cask* vertical contendo 32 elementos combustíveis com uma carga térmica de decaimento total de 34 kW utilizando o código ANSYS/FLUENT. Várias configurações de gás no interior do cilindro interno, pressão interna e material dos cestos foram estudadas, a fim de que fosse determinada a temperatura máxima do revestimento das varetas combustíveis e temperaturas da superfície do *cask*. O modelo utilizado como referência para este estudo foi o sistema HI-STORM 100 da HOLTEC International (HOLTEC, 2010a).

Baće *et al* (1995) calcularam a espessura de concreto pesado (25% Fe) necessária para acomodar 10 elementos combustíveis de um reator PWR, com 10 anos de resfriamento inicial, no interior de um *dry-cask*. Para tanto, foi utilizado o código QAD-CGGP (NEA, 2018). Eles concluíram que, para manter as taxas de dose nas paredes externas do *casks* dentro de um limite de 2 mSv/h, seria necessária uma espessura de 40 cm de concreto. Para atender a um limite de dose de 0,25 mSv/a para indivíduos fora da área controlada, foi necessário o estabelecimento de um edifício de concreto no entorno da instalação dos *casks*. Sem este edifício, uma área de restrição de 500 m x 500 m seria necessária para manter as doses no limite determinado. A Figura 1 apresenta o modelo de *dry-cask* estudado no trabalho de Baće *et al* (1995).

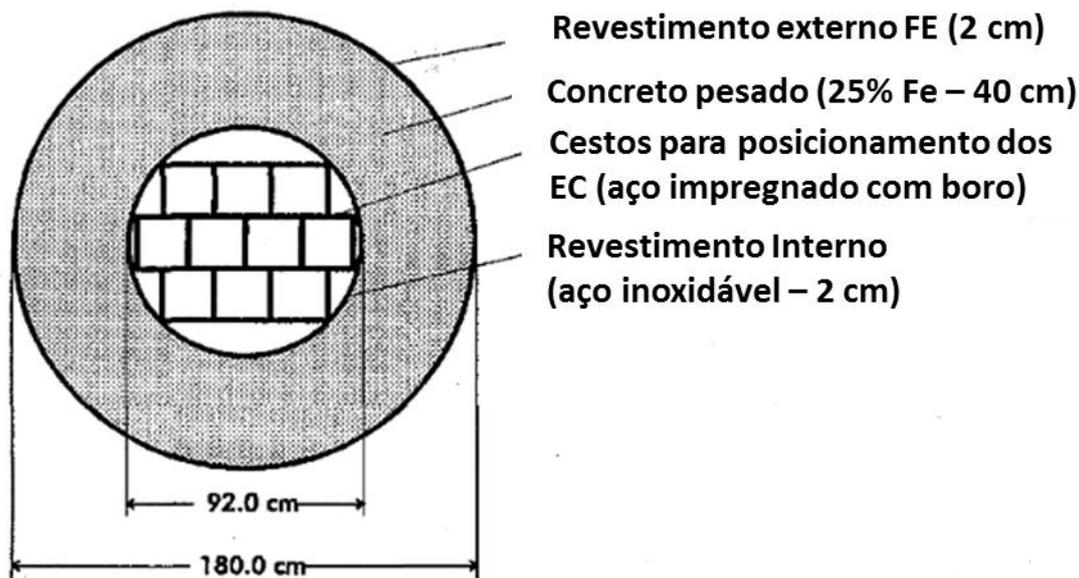


Figura 1 - Configuração de um *dry-cask* utilizada no estudo de Baće *et al* (1995)

Gao *et al* (2018) avaliaram a capacidade de blindagem de um *dry-cask* do modelo TN-32, de fabricação da *Transnuclear*, dimensionado para o armazenamento de 32 elementos combustíveis, utilizando o método de Monte Carlo, mais especificamente o código MCNP (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2003), aplicando técnicas de redução de variância. Neste trabalho, a geometria do *cask* e a fonte em seu interior foram modelados com grande riqueza de detalhes, a fim de se obter como resultado uma taxa de dose bastante realista. O estudo conclui que radiação gama primária contribui com ~91% da dose total na superfície lateral do *cask* e ~99% no topo.

Chen *et al* (2008) fizeram uma comparação da precisão e da eficiência computacional para cálculo de taxa dose para um *cask* do modelo NAC-UMS utilizando os códigos MCNP e SAS4 (Broadhead, 1991), cujas principais diferenças são as bibliotecas de seção de choque e as técnicas de redução de variância incluídas no MCNP. Nesta comparação, o MCNP teve melhor desempenho geral, enquanto o SAS4 foi mais eficiente quando o único ponto de atenção era a taxa de dose medida na lateral do *cask*.

Spencer *et al* (2018) desenvolveram uma metodologia para otimizar as configurações de carregamento de elementos combustíveis em um *cask* que minimizem o número de *casks*, a sua carga térmica e o tempo no qual eles atendem aos requisitos para transporte. Esse estudo, porém, não tem como objetivo otimizar o projeto das piscinas nem dos *casks*.

1.5 RELEVÂNCIA E ORIGINALIDADE

A metodologia proposta por esta tese tem o potencial de contribuir para a redução dos custos de implantação de novas centrais nucleares, uma vez que a otimização que dela resulta permite o dimensionamento mais eficiente da piscina para armazenamento de elementos combustíveis irradiados e dos *dry-casks* que inevitavelmente serão necessários em algum momento durante a vida útil da central.

Os trabalhos existentes se concentram na redução do conservadorismo no projeto dos *dry-casks*, como, por exemplo, o TECDOC 1523 (IAEA, 2006), que apresenta estratégias como a utilização de termos-fontes mais detalhados e a distribuição dos elementos combustíveis com inventários diferentes no interior do *cask*, a fim de otimizar a blindagem e a condução de calor fazendo melhor uso das propriedades dos materiais estruturais dos próprios elementos combustíveis.

Desta forma, não foram encontrados na literatura trabalhos semelhantes ao proposto por esta Tese, onde a otimização é feita para a gestão do combustível irradiado, considerando as diversas etapas envolvidas e utilizando métodos computacionais para se atingir o objetivo.

1.6 ORGANIZAÇÃO DO TRABALHO

A tese é apresentada em capítulos, organizados da seguinte forma:

O Capítulo 2 apresenta os fundamentos teóricos aplicados neste trabalho, incluindo uma visão geral do cenário global atual do gerenciamento do combustível irradiado; uma descrição das características dos elementos combustíveis irradiados; os conceitos básicos de projeto das piscinas para armazenamento de EC irradiados e dos *dry-casks*; uma breve descrição do conceito de otimização por algoritmos genéticos e a apresentação do conceito de interpolação linear.

O Capítulo 3 apresenta as etapas a serem cumpridas durante a aplicação da metodologia proposta.

O Capítulo 4 descreve as premissas gerais da central hipotética e as características dos *dry-casks* e dos elementos combustíveis que serão utilizados como referência para um exemplo de aplicação da metodologia.

No Capítulo 5 é desenvolvida e executada a metodologia, utilizando as premissas definidas no Capítulo 3 e os dados obtidos no Capítulo 4, com o fim de se obter o dimensionamento ótimo da piscina e dos *dry-casks* para o exemplo.

No Capítulo 6 são apresentadas as conclusões obtidas do desenvolvimento do trabalho.

CAPÍTULO 2

FUNDAMENTOS TEÓRICOS

2.1 CENÁRIO GLOBAL DO GERENCIAMENTO DO COMBUSTÍVEL IRRADIADO

Em dados de dezembro de 2016 (WNA, 2017), existem no mundo 447 reatores nucleares comerciais em condições operacionais (i.e. conectados à rede de energia elétrica de seus países). Estes reatores somam um total de 3,91 TWe de potência instalada. Em 2015, foram gerados no mundo por fonte termonuclear 2,44 trilhões de kWh, o que equivale a cerca de 11,5% de toda a energia elétrica gerada naquele ano.

Esses reatores consumiram, em 2016, 63.404 toneladas de urânio (WNA, 2017), provenientes em sua maior parte da mineração, sendo o restante proveniente de fontes secundárias, como o reprocessamento e o desmantelamento de artefatos nucleares (WNA, 2016).

A produção de combustível nuclear no período de 1980 a 2008 cresceu em um ritmo mais lento do que a geração de energia elétrica produzida pelos reatores nucleares. A produção de energia elétrica por fontes nucleares aumentou em um fator de 3,6 no período em questão, já a produção urânio cresceu por um fator de 2,5, refletindo uma evolução na eficiência das usinas em atividade e a possibilidade de reprocessamento do combustível queimado (WNA, 2016).

Além dos destinos já citados no Capítulo 1, Högselius (2008) argumentou que é possível considerar a exportação do combustível irradiado para um país que tenha o domínio da tecnologia de reprocessamento como mais um possível destino. Em geral, o combustível exportado volta ao país de origem após o reprocessamento. Ele destaca que, mesmo dentro de cada uma das estratégias, há uma grande divergência entre os países que precisam tomar essa decisão, como, por exemplo, a profundidade dos repositórios e a possibilidade de recuperação do combustível, no caso do ciclo direto.

Em seu artigo, Högselius (2008) ainda identifica cinco fatores que podem influenciar, de forma geral, a decisão de um país em optar por uma determinada estratégia, sendo eles:

- **Ambições militares e não-proliferação** – Países detentores de artefatos nucleares bélicos, logo perceberam que é mais viável a obtenção de material físsil a partir dos produtos de fissão (i.e. Pu239) no combustível irradiado. Conseqüentemente, esses países obtiveram a tecnologia de reprocessamento, o que simplificou a transição para o Ciclo Fechado. Por outro lado, o reprocessamento em países que não possuem a tecnologia para a produção do artefato é desencorajado por aqueles que a possuem, uma vez que uma planta de reprocessamento poderia servir de alavanca para o seu desenvolvimento;
- **Cultura tecnológica;** Na década de 1950, os reatores regenerativos ou *breeders*, eram vistos como o futuro da geração de energia nuclear. Porém, esses reatores necessitam de combustível composto principalmente de plutônio, o que demandava que países que buscavam esta opção, tivessem domínio da tecnologia de reprocessamento. Com o passar do tempo, ficou claro que o reprocessamento é um processo complexo, caro e que traz muitos problemas ambientais. Como o processo era essencial apenas para fins militares, países que não tinham tal ambição deixaram de lado a alternativa e passaram a concentrar seus esforços no desenvolvimento do ciclo direto, optando por exportar seu combustível irradiado para países que já dominavam o reprocessamento;
- **Cultura política e sociedade civil** - Países autoritários ou semi-autoritários encontraram em sua história uma menor resistência na opção pelo reprocessamento, uma vez que a opinião pública e grupos ambientalistas contra o uso da energia nuclear têm pouco peso nas decisões políticas, enquanto o lobby da indústria nuclear possui grande influência. Países mais democráticos precisam levar em consideração a opinião pública e os movimentos anti-nucleares possuem grande força. A cultura política da União Européia permite que soluções como um repositório internacional sejam bem recebidas e, neste caso, até incentivadas pela AIEA;
- **Condições Geológicas** – O descarte direto do combustível irradiado é um desafio tecnológico consideravelmente mais simples do que o

reprocessamento, porém a escolha de um local geologicamente adequado e a tecnologia necessária para a sua implantação não é trivial. Além disso, em alguns casos, como o do Japão, as condições sísmicas instáveis e a sua grande densidade populacional tornam a opção pouco exequível; e

- Política energética – Países cujos parques energéticos dependem fortemente da energia nuclear geram, conseqüentemente, uma maior quantidade de combustível irradiado do que aqueles que possuem uma maior diversidade em suas fontes de energia. Em decorrência disso, a escolha de uma opção de destino para o grande volume de combustível irradiado torna-se mais pertinente.

Entre os países que possuem como objetivo o ciclo fechado, encontram-se a França e o Japão. Já entre os países que buscam o ciclo direto estão os Estados Unidos e a Finlândia (WNA, 2016).

O armazenamento de combustível irradiado em *dry-casks* foi empregado pela primeira vez em 1986 na usina nuclear Surry como uma solução temporária até a identificação de uma solução permanente. No entanto, nenhuma solução permanente foi finalizada ou colocada em operação para grande parte das plantas nucleares e o uso de *dry-casks* tornou-se uma solução semipermanente ao invés de temporária (Gao, 2018).

2.2 GRANDEZAS UTILIZADAS NA PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

Para este trabalho, é necessário que se conheçam as grandezas mais utilizadas na proteção radiológica. Desta forma, estas serão descritas a seguir.

2.2.1 Atividade (A)

A atividade é a grandeza que mede a quantidade de transformações pelas quais o material passa em um segundo. É expressa pela razão entre o número médio de transformações nucleares e intervalo de tempo no qual ocorreram, conforme a equação (1) (Tahuata, 2014):

$$A = \frac{dN}{dt}, \quad (1)$$

onde dN é a quantidade de transformações nucleares no período dt . A unidade de atividade no sistema internacional é o Becquerel (Bq), correspondente a uma transformação nuclear por segundo (Tahuata, 2014).

2.2.2 Fluência (Φ)

A fluência representa o fluxo de partículas através de uma superfície, conforme a equação (2) (Tahuata, 2014):

$$\Phi = \frac{dN}{da}, \quad (2)$$

onde dN é o número de partículas incidentes sobre uma esfera de seção de área da . A sua unidade no sistema internacional é o número de partículas por m^2 , ou seja, m^{-2} (Tahuata, 2014).

2.2.3 Kerma (K)

O Kerma, em inglês *kinetic energy released per unit of mass*, mede a quantidade de energia cinética gerada por unidade de massa do material ou espaço medido. O Kerma é definido pela equação (3) (Tahuata, 2014):

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm}. \quad (3)$$

A unidade do Kerma é o *gray* (Gy), que equivale a um *Joule* por kilograma (J/Kg). dE_{tr} é a soma de todas as energias cinéticas iniciais de todas as partículas carregadas liberadas por ionização através de partículas não carregadas, incidentes em um material de massa dm . Nessa grandeza, são consideradas todas as energias cinéticas dissipadas, incluindo as que escapam do volume de massa dm em forma de raios-x (Tahuata, 2014).

2.2.4 Dose Absorvida (D)

A dose absorvida difere do Kerma pelo fato de que é considerada somente a energia depositada no volume de massa dm , sem considerar a energia perdida por radiações de freamento (raios-x). A dose absorvida é dada pela equação (4):

$$D = \frac{\overline{d\varepsilon}}{dm}, \quad (4)$$

onde $\overline{d\varepsilon}$ é a energia média depositada pela radiação em um ponto de interesse num meio de massa dm . Assim como para o Kerma, a unidade de dose absorvida no sistema internacional é o *gray* (Gy), ou seja, *Joules* por kilograma. O *gray* substitui o rad (radiation absorbed dose) como a unidade de dose absorvida. Ainda assim, o rad é ocasionalmente utilizado atualmente. A relação entre o rad e o *gray* é a definida conforme a equação (5) (Tahuata, 2014):

$$1\text{Gy} = 100\text{rad} . \quad (5)$$

2.2.5 Dose Equivalente (H)

Da mesma forma que a dose absorvida, a dose equivalente mede a quantidade de energia em uma determinada massa, com a diferença que a dose equivalente aplica pesos (Wr) que dependem do tipo de radiação que está sendo considerada, uma vez que cada tipo de radiação produz um efeito biológico com diferente intensidade. Trata-se de uma grandeza limitante. O equivalente de dose é definido por (6) (Tahuata, 2014):

$$H = D.Wr . \quad (6)$$

A dose equivalente possui a mesma unidade da dose absorvida e do Kerma, ou seja (J/kg), porém recebe um nome distinto, o *Sievert* (Sv). A unidade antiga da dose equivalente era o rem (*roentgen equivalent men*), que possui relação com o *Sievert* de acordo com a equação 7:

$$1\text{Sv} = 100\text{rem} . \quad (7)$$

A Tabela 1 apresenta os valores para Wr (ICRP, 2007).

Tabela 1 - Fatores de Peso da Radiação (W_r) (Adaptado de ICRP, 2007)

TIPO E FAIXA DE ENERGIA	FATOR DE PESO DA RADIAÇÃO (W_r)
Fótons	1
Elétrons e Múons	1
Prótons e Píons pesados	2
Partículas α , fragmentos de fissão, núcleos pesados	20
Nêutrons	Função contínua dependente da energia do Nêutron

2.2.6 Dose Efetiva (E)

A dose efetiva leva em consideração o tecido atingido pela radiação, uma vez que cada órgão ou tecido possui uma resposta diferente à radiação. É uma grandeza limitante. A dose efetiva é dada por (8):

$$E = \sum w_t H_t, \quad (8)$$

onde H_t é a dose equivalente no tecido t e w_t o fator de peso para tal tecido. A sua unidade no sistema internacional é o *Sievert* (Sv). A Tabela 2 apresenta os valores de w_t para diversos tecidos ou órgãos.

Tabela 2 - Fatores de Peso do Tecido ou Órgão (Adaptado de ICRP, 2007)

Órgão ou Tecido	Fator de Peso w_t
Estômago	0,12
Mama	0,12
Medula Óssea (vermelha)	0,12
Cólon	0,12
Pulmão	0,12
Gônadas	0,08
Bexiga	0,04
Fígado	0,04
Esôfago	0,04
Tireoide	0,04
Cérebro	0,01
Glândulas Salivares	0,01
Pele	0,01
Superfície Óssea	0,01
Tecidos Restantes	0,12

2.2.6 Equivalente de Dose Ambiente ($H^*(d)$)

As grandezas limitantes descritas anteriormente possuem a desvantagem de não serem diretamente mensuráveis e de difícil estimativa. Desta forma, foram criadas grandezas operacionais, que utilizam como referência uma esfera, conhecida como esfera ICRU (ICRU, 1980), com 30 cm de diâmetro com densidade de 1 g/cm^3 , cuja finalidade é simular o tronco humano (Tahuata, 2014).

Como analogia à dose equivalente, foi criada a grandeza operacional equivalente de dose ambiente, $H^*(d)$, que mede o valor do equivalente de dose que seria produzido por um campo expandido e alinhado em uma profundidade d no raio que se opõe ao campo alinhado. A unidade do equivalente de dose ambiente é o *Sievert* (Sv). A Figura 2 apresenta como é obtido o Equivalente de Dose Ambiente (Tauhata, 2014).

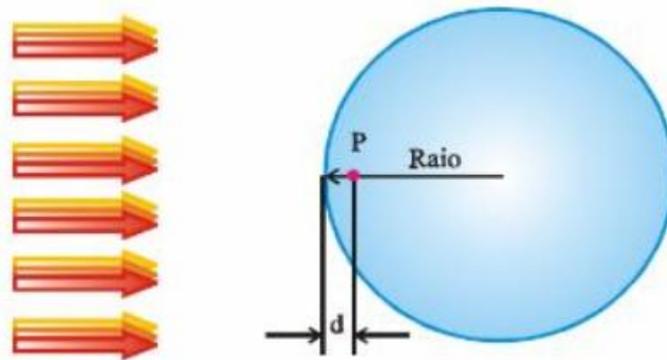


Figura 2 - Equivalente de Dose Ambiente, $H^*(d)$, no ponto P da esfera ICRU (Tahuata, 2014)

Recomenda-se que seja utilizado para a distância d o valor de 10 mm para radiações fortemente penetrantes e 0,7 mm para radiações fracamente penetrantes. Esta grandeza é utilizada para a monitoração de área (Tauhata, 2014).

2.3 COMBUSTÍVEL IRRADIADO

2.3.1 Inventário de Produtos de Fissão no Combustível Irrradiado

Os produtos da reação de fissão consistem em dois núclídeos com números atômicos menores do que o do núcleo fissionado, radiação gama e, em média, dois nêutrons. Estes dois núclídeos são instáveis e passam por uma série de decaimentos

radioativos, até que sejam transmutados para um núclideo estável. Uma vez que praticamente todos os quase 80 núclideos resultantes da fissão passam por essa cadeia de decaimento, podem existir em um reator nuclear mais de 200 diferentes produtos de fissão. Devem ser considerados nas análises de segurança não apenas os fragmentos de fissão, mas também os produtos de seu decaimento (Lewis, 1977).

2.3.2 Calor de Decaimento no Combustível Irrradiado

Após o desligamento do reator, quando a taxa de reações de fissão é bastante baixa, uma quantidade significativa de calor continua a ser gerada pela absorção da energia das radiações beta e gama proveniente dos produtos de fissão. Cuidados devem ser tomados para garantir a remoção desse calor e evitar danos aos elementos combustíveis (Glasstone, 1994).

Em 1961, os dados de diversos experimentos foram combinados para a obtenção de um método mais preciso para a previsão de requisitos de resfriamento. Os resultados foram adotados pela ANS como base para a definição de uma padronização (Todreas, 1990).

A curva, apresentada na Figura 3, refere-se a reatores cujo combustível é o urânio e são operados a uma potência P_o constante, por um período infinito antes de ser instantaneamente desligados. O valor P/P_o para reatores operados por um período finito T_s pode ser obtido subtraindo-se o valor de P/P_o no instante $T_s + t_s$, do valor de P/P_o em t_s , que é o tempo de resfriamento após o desligamento do reator (Todreas, 1990).

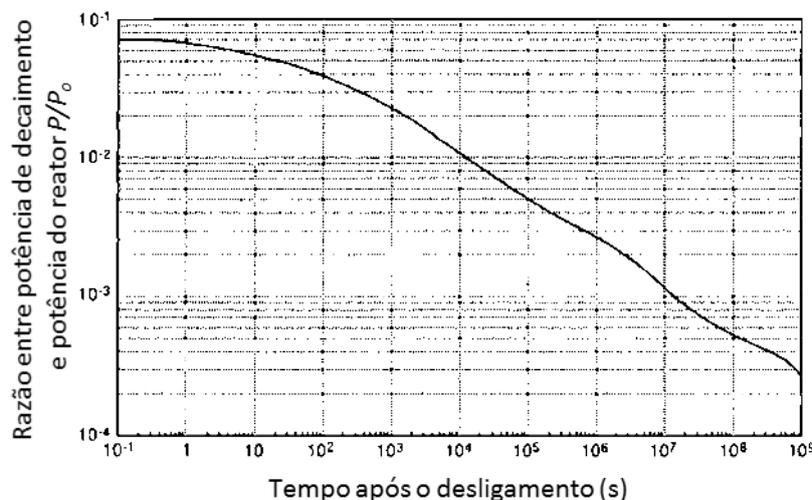


Figura 3 - Calor de decaimento de Fissão em função do tempo após o desligamento (adaptado de Todreas, 1990)

Medições e programas analíticos subsequentes levaram à adoção de um padrão mais preciso em 1979, o ANSI/ANS-5.1. Desde a sua adoção, houve uma tendência de confirmação das suas predições em medições, apesar de pequenos ajustes terem sido propostos (Glasstone, 1994).

Outra fonte importante de calor após o desligamento são reações de fissão causadas pelos nêutrons atrasados, ou seja, aqueles decorrentes do decaimento dos produtos de fissão. Inicialmente, esta fonte de calor possui a mesma grandeza do calor gerado pelo decaimento dos produtos de fissão, porém diminui mais rapidamente, passando a ser desprezível após alguns minutos do desligamento do reator (Glasstone, 1994).

2.4 PISCINAS PARA ARMAZENAMENTO DE COMBUSTÍVEL IRRADIADO

2.4.1 Características Gerais

O armazenamento de combustível irradiado em piscinas possui três objetivos gerais para garantir o seu armazenamento seguro (*Committee on the Safety and Security of Commercial Spent Nuclear Fuel Storage*, 2006):

- Resfriar o combustível, a fim de evitar o aquecimento a altas temperaturas;
- Blindar os trabalhadores e o público da radiação emitida no decaimento dos produtos de fissão presentes no combustível e prover uma barreira contra a liberação de radioatividade; e
- Evitar acidentes de criticalidade.

Apesar de que apenas um terço do combustível irradiado é substituído a cada ciclo de recarga, os operadores costumam retirar todo o núcleo do reator para a piscina, a fim de se inspecionar ou reparar o combustível que irá retornar e o vaso do reator e seus internos. A retirada do núcleo completo também facilita a entrada dos novos elementos combustíveis. A produção de calor na piscina é mais alta logo após a retirada do núcleo todo do reator (*Committee on the Safety and Security of Commercial Spent Nuclear Fuel Storage*, 2006).

Uma piscina típica possui aproximadamente 12 metros de profundidade e pode ter 12 metros ou mais de cada lado. As paredes em geral são construídas de concreto reforçado com uma espessura de 1,2 metros a 2,4 metros. O interior da piscina é coberto por um revestimento de aço inoxidável com 6 mm a 13 mm de espessura que cobre o concreto (*Committee on the Safety and Security of Commercial Spent Nuclear Fuel Storage*, 2006).

A Figura 4 apresenta uma fotografia de uma típica piscina para armazenamento de combustível irradiado.

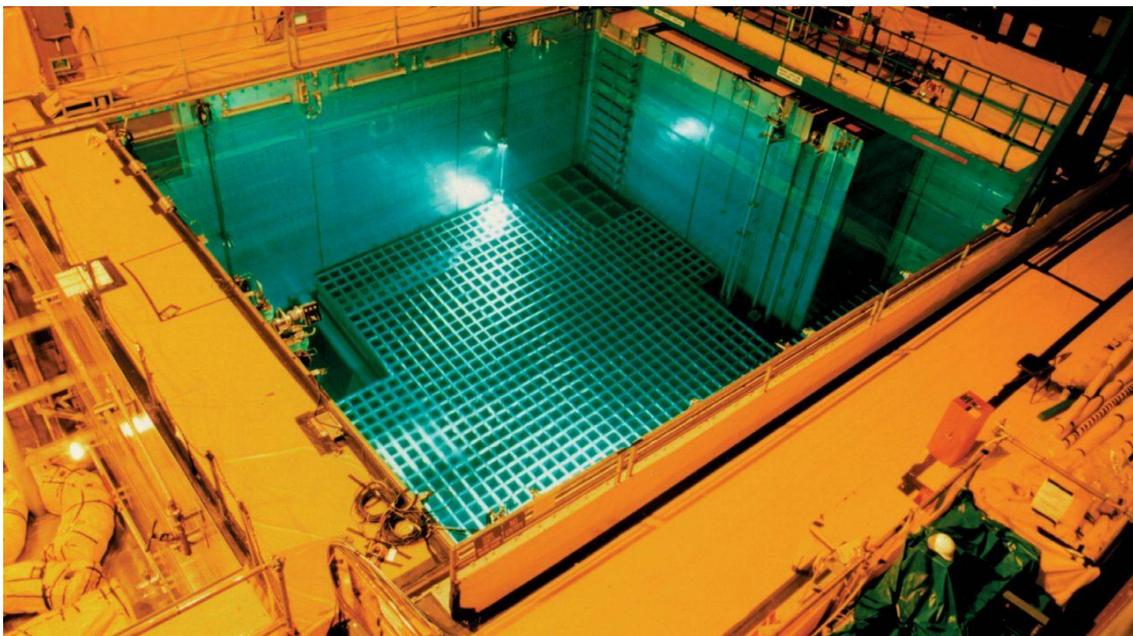


Figura 4 - Piscina de armazenamento de combustível irradiado típica (USNRC, 2017)

2.4.2 Remoção de Calor Residual

O objetivo primário dos sistemas de remoção de calor da piscina é garantir que nenhum limite de temperatura, definidos para proteger estruturas, sistemas, componentes e o combustível contra danos, será excedido em condições operacionais normais ou acidentais (IAEA, 2012).

2.4.3 Proteção Radiológica e Confinamento

As instalações que abrigam uma piscina devem ser projetadas com atributos que previnam ou limitem a liberação de material radioativo para o meio-ambiente, como mecanismos para manter pressão inferior à atmosférica no seu interior e filtragem do ar liberado da contenção, entre outros (IAEA, 2012).

Quando a água for utilizada para blindagem da radiação e proteção dos trabalhadores e do público, deve ser garantida manutenção do seu nível mínimo, para que a dose máxima não seja excedida. Para tanto, devem ser incluídas provisões de fornecimento de água com qualidade aceitável para uso, de fontes diversas e redundantes. Indicações e alarmes deverão ser instalados para alertar os trabalhadores da instalação de qualquer redução não intencional do nível de água e quando o nível mínimo de água for atingido (IAEA, 2012).

2.4.4 Criticalidade

Para armazenamento em piscinas, a subcriticalidade deve ser demonstrada para todas as densidades críveis em que a água possa se encontrar, inclusive em eventos nos quais a ebulição não possa ser excluída na análise de segurança (IAEA, 2012).

A garantia da subcriticalidade não deve depender exclusivamente do uso de veneno de nêutrons solúvel. Se isso não for possível ou, se por decisão do projetista seja necessário utilizar, por exemplo, água borada, para o controle de criticalidade, deverá haver provisões para que seja evitado o aumento da reatividade no caso de diluição inadvertida da água da piscina com água não-borada (IAEA, 2012).

2.5 ARMAZENAMENTO E TRANSPORTE EM *DRY-CASKS*

O armazenamento de combustível irradiado em *dry-casks* possui os mesmos objetivos básicos de segurança do armazenamento em uma piscina, ou seja, evitar o sobreaquecimento, garantir que os limites de dose aos trabalhadores e ao público sejam atendidos e evitar acidentes de criticalidade (*Committee on the Safety and Security of Commercial Spent Nuclear Fuel Storage*, 2006).

No caso dos *dry-casks*, estes objetivos precisam ser atendidos sem o uso de água e de dispositivos mecânicos. O resfriamento deve ser feito de forma passiva, através de ar e dos materiais que compõem o recipiente. A blindagem também é feita através da escolha dos materiais do casco e pode ser composta por chumbo, concreto e aço, para blindar radiação gama; e polietileno, concreto, e metais ou resinas impregnadas com boro para blindar os nêutrons. O controle de criticalidade é feito através do arranjo dos elementos combustíveis no interior do casco, que são separados por cestos contendo boro em sua estrutura para absorver nêutrons e manter a geometria do combustível

(Committee on the Safety and Security of Commercial Spent Nuclear Fuel Storage, 2006).

A Figura 5 apresenta uma fotografia de uma instalação para armazenamento a seco de elementos combustíveis irradiados que utiliza *dry-casks* para este fim.



Figura 5 - Dry-casks para armazenamento de combustível irradiado (ZionSolutions, 2015)

O TECDOC 1523 (IAEA, 2006) apresenta uma análise dos aspectos mais importantes a serem observados no momento da seleção de um projeto de *dry-cask*.

A decisão começa com o propósito do recipiente, ou seja, se ele será destinado apenas ao armazenamento dos EC ou se também servirá para o transporte dos mesmos. A principal diferença entre os dois tipos é a temperatura do material a ser acondicionado. *dry-casks* para transporte estabelecem um limite de temperatura dos EC consideravelmente mais baixo do que aqueles destinados apenas ao armazenamento, uma vez que os materiais que o compõem precisam ter maior capacidade de atendimento aos objetivos primários e fazem com que as dimensões e peso do recipiente extrapolem os limites dos meios de transporte disponíveis (IAEA, 2006).

De acordo com o TECDOC 1532 (IAEA, 2007), os parâmetros técnicos cruciais de um *dry-cask* licenciado são predominantemente determinados pelas características do

combustível a ser armazenado/transportado, em especial as suas dimensões físicas, o enriquecimento inicial, o seu *burnup* e a duração do período inicial de resfriamento pós-operação, que determina a sua taxa de geração de calor no momento de início do armazenamento/transporte.

A remoção de calor de decaimento do combustível irradiado é um requisito técnico chave para o projeto e a operação de *dry-casks*, que, em geral, trabalham com a condução e a convecção natural de calor para este fim (IAEA, 2007).

A utilização de *casks* com duplo ou múltiplo propósito traz algumas vantagens, i.e. redução da necessidade de manuseamento do combustível exposto, o que diminui a dose associada e o risco para erro humano durante a operação de movimentação do combustível; menor necessidade de instalações de transferência, reduzindo o risco e o custo; e facilitação das operações envolvidas na interface entre as diferentes etapas do ciclo, inclusive inspeções para salvaguarda. Porém, como ainda existem incertezas quanto ao armazenamento em longo prazo dos EC irradiados, estas vantagens podem ser comprometidas no futuro (IAEA, 2007).

O 10 CFR parte 72 estabelece os requisitos nos Estados Unidos para o licenciamento de sistemas de armazenamento em *dry-casks* (USNRC, 2017).

O NUREG-1536 (USNRC, 2010) tem como objetivo, entre outros, fornecer uma base que promove uma avaliação reguladora consistente para uma solicitação de licença de um sistema de armazenamento em *dry-casks* e identificar abordagens aceitáveis para o cumprimento dos requisitos reguladores.

No que tange à proteção radiológica, são estabelecidos no 10 CFR 72 (USNRC, 2017) e detalhados no NUREG-1536 (USNRC, 2010) os seguintes critérios de aceitação:

1. A distância mínima de cada instalação de manuseamento e armazenamento até os limites da área controlada deve ser de, pelo menos, 100 metros. A “área controlada” é definida no 10 CFR 72.3 como a área imediatamente circundante à instalação sobre a qual o licenciado exerce autoridade sobre seu uso e onde as operações relacionadas à instalação são executadas;

2. O fabricante do *cask* deve demonstrar que, durante operações normais e ocorrências previstas, as propriedades de blindagem do sistema de *dry-cask* proposto são suficientes para atender aos requisitos de dose na seção 72.104 item (a). Especificamente, o fabricante deve demonstrar esta capacidade para um conjunto típico de *casks* na configuração mais limitante do site. Por exemplo, a configuração mais limitante pode estar localizada na distância mínima (100 metros) dos limites da área controlada, sem considerar a blindagem de nenhuma outra estrutura ou relevo;
3. Taxas de dose provenientes dos *casks* devem ser consistentes com um programa ALARA bem estabelecido para atividades no interior e ao redor do local de armazenamento;
4. Após um acidente de base de projeto, um indivíduo nos limites ou fora da área controlada não deverá receber uma dose superior aos limites especificados no 10 CFR 72.106; e
5. As propriedades de blindagem propostas devem garantir que o sistema de armazenamento a seco atenda aos requisitos de limite de dose ocupacional e para indivíduos do público, como definidos na parte 20 do 10 CFR, Subpartes C e D.

Ainda no NUREG 1536 (USNRC, 2010), é posto que o requerente da licença deverá indicar, para operação normal e ocorrências anormais, a taxa de dose em todas as localizações acessíveis pelos trabalhadores durante operações de carregamento dos *casks*, transporte para a instalação de armazenamento a seco e operações de manutenção e monitoramento. Exemplos de localização incluem as entradas e saídas de ar e pontos críticos na lateral, no topo e no fundo dos *casks*. O requerente também deverá calcular as taxas de dose em uma distância de 1 m destas localizações, uma vez que elas tipicamente contribuem para a exposição dos trabalhadores.

O item 6.5.1.1 desse NUREG diz que, enquanto a norma 10 CFR 72 estabelece requisitos de dose para instalações de armazenamento a seco e sua operação, ela não impõe limites específicos de taxa de dose para *dry-casks* individuais. Em avaliações passadas com base nesta norma, taxas de dose entre 20 e 400 mrem/hora (0,2 e 4

mSv/hora) já foram aceitos. Taxas de dose aceitáveis dependem de vários fatores, como a geometria do conjunto de *casks* na instalação de armazenamento, o tempo que os trabalhadores ficarão presentes na instalação para a realização das suas tarefas, a proximidade a outras áreas usualmente ocupadas por trabalhadores e a proximidade aos limites da área controlada ou a outras áreas de acesso dos indivíduos do público.

O item 72.104 (a) do 10 CFR 72 estabelece que:

- Durante operação normal e ocorrências previstas, o equivalente de dose anual para qualquer indivíduo real que esteja posicionado fora da área controlada não deve exceder 0,25 mSv (25 mrem) para o corpo inteiro, 0,75 mSv (75 mrem) para a tireóide e 0,25 mSv (25 mrem) para qualquer outro órgão sensível.

No Brasil, a norma que define os limites de dose para os indivíduos ocupacionalmente expostos e os indivíduos do público é a Norma NN 3.01, publicada pela Comissão Nacional de Energia Nuclear em 2014 (CNEN, 2014). A Tabela 3 reproduz os limites definidos em tal norma.

Tabela 3 - Limites de Dose Anuais (CNEN, 2014)

Limites de Dose Anuais [a]			
Grandeza	Órgão	Indivíduo Ocupacionalmente Exposto	Indivíduo do Público
Dose Efetiva	Corpo Inteiro	20 mSv [b]	1 mSv [c]
Dose Equivalente	Cristalino	20 mSv [b]	15 mSv
	Pele [d]	500 mSv	50 mSv
	Mãos e pés	500 mSv	----

“[a] Para fins de controle administrativo efetuado pela CNEN, o termo dose anual deve ser considerado como dose no ano calendário, isto é, no período decorrente de janeiro a dezembro de cada ano.

[b] Média aritmética em 5 anos consecutivos, desde que não exceda 50 mSv em qualquer ano.

[c] Em circunstâncias especiais, a CNEN poderá autorizar um valor de dose efetiva de até 5 mSv em um ano, desde que a dose efetiva média em um período de 5 anos consecutivos não exceda 1 mSv por ano.

[d] Valor médio em 1 cm^2 de área, na região mais irradiada. Os valores de dose efetiva se aplicam à soma das doses efetivas, causadas por exposições externas, com as doses efetivas comprometidas (integradas em 50 anos para adultos e até a idade de 70 anos para crianças), causadas por incorporações ocorridas no mesmo ano.” (CNEN, 2014).

As principais fontes de radiação que devem ser consideradas para o cálculo da blindagem de um *dry-cask* são raios gama primários emitidos pelos produtos de fissão e actínídeos, radiação gama emitidas por Co-60 presente no material estrutural dos elementos combustíveis, radiação gama secundária oriunda da captura radiativa de nêutrons por materiais que compõem o *cask*, nêutrons de fissões subcríticas e espontâneas e nêutrons emitidos pela reação (α, n) de material físsil (Gao, 2018).

2.6 O MÉTODO DE MONTE CARLO

2.6.1 Descrição Geral

O desenvolvimento do método de Monte Carlo coincidiu com o desenvolvimento do primeiro computador eletrônico, o ENIAC (*Electronic Numerical Integrator and Computer*), durante a Segunda Guerra Mundial. O cientista Stanislaw Ulam observou que o computador poderia ser utilizado para realizar procedimentos de amostragem estatística, que estavam um tanto abandonados devido à dificuldade em se realizar um grande número de cálculos. John von Neumann delineou então uma abordagem estatística para a solução do problema da difusão de nêutrons, que utilizaria o ENIAC para a sua execução. O método foi batizado em homenagem ao importante destino de apostadores, Monte Carlo, no principado de Mônaco (Haghighat, 2014; Metropolis, 1987).

Logo percebeu-se que o método era mais flexível para a solução de problemas complexos em comparação a solução por equações diferenciais. Em contrapartida, como trata-se de um método estatístico que requer baixa variância, ele demandava longos tempos para resolução, devido à necessidade de uma quantidade significativa de cálculos computacionais (Haghighat, 2014).

O objetivo de uma simulação por Monte Carlo é simular um processo físico cujo comportamento é conhecido, ou seja, conhecemos as distribuições de probabilidade dos seus processos básicos (Haghighat, 2014). O método de Monte Carlo aplicado ao transporte parte do princípio de que o comportamento de um nêutron não é

determinístico. Conhecer sua posição, direção de movimento e energia, além das propriedades do meio, não é suficiente para a previsão do futuro da partícula (Tsouflanis, 2013).

Spanier e Gelbard (1969) observaram que as seguintes características são comuns a qualquer cálculo por Monte Carlo:

1. Descrição do processo físico;
2. Formulação do modelo probabilístico;
3. Definição das bases que estimam uma variável aleatória;
4. Construção das distribuições de amostragem, utilizando números aleatórios; e
5. Processamento das amostras e análise estatística dos dados.

Assumindo que é possível gerar números aleatórios, é desejável encontrar a variável aleatória x , ou seja, amostrar o resultado do processo aleatório x por $p(x)$. Consideramos que a variável aleatória x é relacionada com o número aleatório η , então podemos escrever a equação (9) (Haghighat, 2014):

$$p(x)dx = q(\eta)d\eta \text{ para } a \leq x \leq b \text{ e } 0 \leq \eta \leq 1, \quad (9)$$

onde $p(x)$ é a função de distribuição de probabilidade de x e $q(\eta)$ é função de distribuição de probabilidade de criação do número aleatório η .

Lembrando que a função de distribuição acumulada de η é dada por:

$$Q(\eta) = 1, \quad (10)$$

podemos integrar ambos os lados da equação (9) em $[a, x]$ e $[0, \eta]$ para obter:

$$\int_a^x dx' p(x') = \int_0^\eta d\eta' (1) \quad (11)$$

ou

$$P(x) = \eta, \quad (12)$$

onde $P(x)$ é a função de distribuição acumulada de x .

As equações (11) e (12) nos dão uma relação para obtermos uma variável aleatória contínua x utilizando um número aleatório η . A Figura 6 ilustra essa relação (Haghighat, 2014).

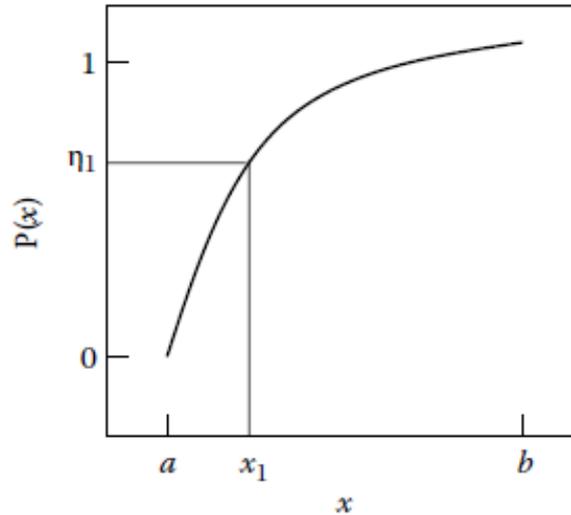


Figura 6 - Amostragem de uma variável aleatória x contínua (Haghighat, 2014)

Para variáveis aleatórias discretas, é necessário estabelecer a seguinte relação:

$$\text{Min}\{P(n) \mid P(n) \geq \eta\}, \quad (13)$$

onde

$$P(n) = \sum_{i=1}^n p_i, \quad (14)$$

ou seja, n é selecionada para o valor mínimo de $P(n)$ que seja maior ou igual a η . A Figura 7 apresenta esta relação (Haghighat, 2014).

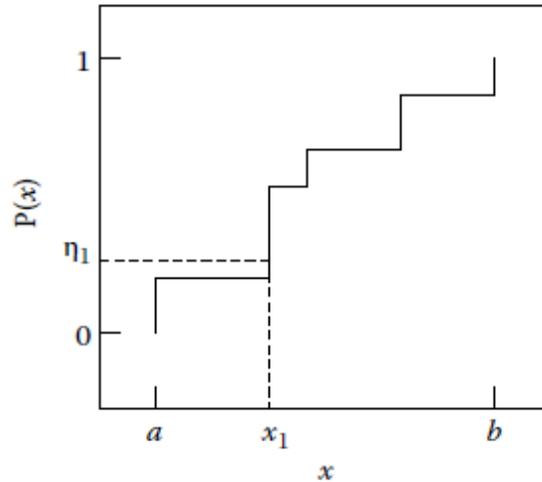


Figura 7 - Amostragem de uma variável aleatória x discreta (Haghighat, 2014)

Ao utilizar o método de Monte Carlo em um problema de transporte, um modelo do meio em estudo é construído no computador e partículas individuais são lançadas no meio, ou geradas nele, como se surgissem em uma fonte. Cada uma das partículas é seguida e os eventos nos quais elas participam (colisões, absorção, fissão, fuga, etc) são registrados. Todos os eventos associados a uma partícula constituem na sua história. A história da partícula deve ter um fim, ou seja, a partícula eventualmente deve “morrer”. A “morte” da partícula é estabelecida pelo usuário, e usualmente são eventos de absorção, fuga ou a chegada a um determinado nível baixo de energia (Tsoufanidis, 2013).

As bibliotecas de seção de choque são responsáveis pelas funções de amostragem necessárias para a simulação dos eventos dos quais as partículas participam (Cintra, 2010).

2.6.2 Monte Carlo N-Particle (MCNP)

O MCNP é um código desenvolvido no *Los Alamos National Laboratory*, nos Estados Unidos, que pode ser utilizado para o cálculo do transporte de nêutrons, fótons, elétrons ou das três partículas de forma acoplada. Áreas de aplicação incluem, mas não se limitam a: proteção radiológica, dosimetria, blindagem de radiação, radiografia, física médica e segurança de criticalidade nuclear. Para tanto, o código utiliza o Método de Monte Carlo (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2003).

A Figura 8 representa a história no MCNP de um nêutron incidente em um material fissionável e as diversas interações pelas quais ele e os fótons resultantes passam.

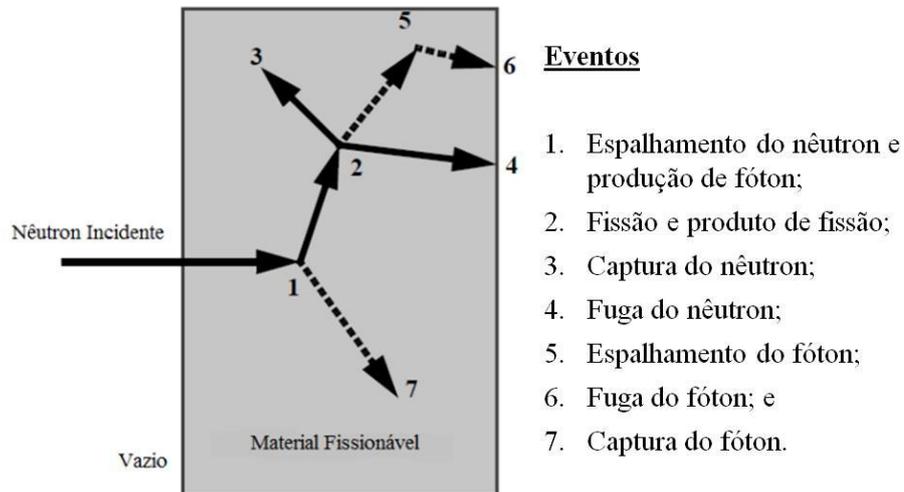


Figura 8 - História no MCNP de um nêutron incidente em um material (adaptado de X-5 MONTE CARLO TEAM, 2003)

Para que seja possível utilizar o MCNP, é necessário que o usuário conheça algumas informações sobre o problema em estudo (Botelho, 2018):

- Geometria completa do ambiente simulado;
- Descrição dos materiais, incluindo a densidade e a composição molecular dos materiais;
- As bibliotecas de seção de choque que devem ser utilizadas;
- A localização e as características da fonte de radiação;
- Tipos de respostas que se deseja obter, conhecidas como funções *tally*; e
- Técnica de redução de variância que será utilizada para aumentar a eficiência, caso necessário.

Os dados de entrada do problema são fornecidos ao código através de um arquivo de texto de entrada (*input*) e o arquivo de saída (*output*) fornece todas as informações obtidas pela simulação (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2003).

O arquivo *input* é subdividido em três cartões, que são o cartão de células, o cartão de superfícies e o cartão de dados. Os cartões são separados por uma linha em branco (Botelho, 2018).

No cartão de células, são definidas as células do problema. Neste momento são definidos os materiais de cada célula, as densidades das células, os tipos de radiação que afetam uma célula e as superfícies que as delimitam, que são criadas no cartão de superfícies (Botelho, 2018).

O cartão de dados traz informações como os tipos de radiação que serão considerados no problema, definição das fontes de radiação, definição das *tallies*, ou seja, as funções de saída de dados, definição dos materiais e os critérios de parada, como, por exemplo, o número de histórias a serem simuladas (Botelho, 2018).

2.6.3 Técnicas de Redução de Variância utilizadas no MCNP

Os resultados produzidos pelo método de Monte Carlo são obtidos pela amostragem de passeios aleatórios possíveis (história da partícula) e é assinalada uma pontuação x_i para cada passeio aleatório i . Supondo que $f(x)$ é a função de densidade de probabilidade de se selecionar um passeio aleatório que pontue x na *tally* que está sendo analisado, a solução real é a média verdadeira, ou o valor esperado de x , ou seja, $E(x)$, que é dada por (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2003)

$$E(x) = \int xf(x)dx = \text{média verdadeira.} \quad (15)$$

Raramente $f(x)$ é conhecida, sendo ela amostrada implicitamente pelos passeios aleatórios de Monte Carlo. A média verdadeira é estimada pela média da amostra como

$$\bar{x} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N x_i, \quad (16)$$

onde x_i é o valor de x selecionado de $f(x)$ para a história i e N é o número de histórias calculadas no problema (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2003).

A variância da população de valores de x é uma medida da dispersão desses valores e é dada por

$$\sigma^2 = \int (x - E(x))^2 f(x) dx = E(x^2) - (E(x))^2 . \quad (17)$$

Assim como a média, a variância é raramente conhecida, mas pode ser estimada por Monte Carlo como S^2 e é dada (para valores altos de N) por (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2003):

$$S^2 = \frac{\sum_{i=1}^N (x_i - \bar{x})^2}{N-1} \approx \overline{x^2} - \bar{x}^2 \quad (18)$$

e

$$\overline{x^2} = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N x_i^2 . \quad (19)$$

A variância estimada de \bar{x} , ou seja, a variância da média conforme mais histórias são executadas, é dada por:

$$S_{\bar{x}}^2 = \frac{S^2}{N} . \quad (20)$$

O desvio padrão da população (σ) e da amostra (S) são definidos como a raiz quadrada da variância da população e a raiz quadrada da variância da amostra, respectivamente (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2003).

É importante observar que $S_{\bar{x}}$ é proporcional a $1/\sqrt{N}$, o que é uma desvantagem inerente ao método de Monte Carlo. Ou seja, para reduzir o desvio padrão pela metade, é necessário aumentar N em 4 vezes. Outra opção é reduzir S , para um determinado N , reduzindo a dispersão dos resultados medidos na *tally*. Isto pode ser conseguido através do uso de técnicas de redução de variância (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2003).

Duas escolhas afetam a eficiência da simulação: a escolha do tipo de *tally* e a amostragem dos passeios aleatórios. A escolha do tipo de *tally* reflete na tentativa de se obter os melhores resultados a partir dos passeios aleatórios amostrados, enquanto a forma de se amostrar os passeios aleatórios reflete na tentativa de se amostrar preferencialmente passeios aleatórios importantes, ou seja, aqueles que têm um grande efeito em uma *tally* (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2003).

Existem quatro classes de técnicas de redução de variância no MCNP. São elas (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2003):

- *Métodos de truncamento* aumentam a velocidade de cálculo através do truncamento de partes do espaço físico (espaço onde todos os estados possíveis do sistema são representados) que não contribuem significativamente para a solução. Um exemplo simples é o truncamento da geometria, onde partes não importantes da geometria não são modeladas. Outros métodos disponíveis são o corte por energia e o corte por tempo;
- *Métodos de controle populacional* usam a divisão de partículas (partículas importantes são replicadas e seus pesos ajustados de acordo) e roleta russa (algumas partículas pouco importantes são eliminadas de acordo com uma probabilidade a ser definida e os pesos das sobreviventes são ajustados de acordo) para controlar o número de amostras em várias regiões do espaço físico. Em regiões importantes, muitas amostras, com uma compensação por peso baixo, são rastreadas, enquanto em regiões pouco importantes poucas amostras com peso alto são rastreadas. Os pesos são ajustados de forma que a solução não seja tendenciosa;
- *Métodos de amostragem modificada* alteram a amostragem estatística do problema, de forma a aumentar o número de *tallies* por partícula. Para qualquer evento Monte Carlo, é possível fazer a amostragem por uma função de distribuição de probabilidade arbitrária, ao invés da distribuição física, desde que os pesos das partículas sejam ajustados para compensação. Desta forma, a amostragem é feita por distribuições que lançam partículas em direções desejáveis ou em outras regiões desejáveis do espaço físico, como por exemplo de tempo ou energia, ou modificar a localização ou os tipos de colisões; e
- *Métodos parcialmente determinísticos* contornam o processo normal por passeios aleatórios utilizando técnicas similares às determinísticas, como, por exemplo, através do controle da sequência de números aleatórios.

2.7 OTIMIZAÇÃO POR ALGORITMOS GENÉTICOS

2.7.1 Descrição Geral

Algoritmos Genéticos são algoritmos de busca que se baseiam na mecânica de seleção natural e genética natural. Eles combinam a sobrevivência da solução mais adequada, entre um conjunto de soluções, com uma troca de informações estruturada, porém aleatória (Goldberg, 1989).

Na terminologia própria, um vetor denominado indivíduo, ou cromossomo, é composto por unidades discretas chamadas genes. Cada gene controla uma ou mais característica do indivíduo e, geralmente, são dígitos binários. Cada indivíduo corresponde a um candidato a solução do problema. Desta forma, faz-se necessária a codificação do problema. O algoritmo genético trabalha no problema codificado e não no problema em si (Goldberg, 1989).

O algoritmo se inicia com um conjunto de soluções aleatórias que a cada geração se reproduzem, gerando indivíduos cada vez mais adequados para satisfazer a melhor solução do problema (Goldberg, 1989).

A cada geração, as soluções são aplicadas à função *fitness* do problema, que definirá o grau de adequação (ou *fitness*) da solução ao objetivo do problema. As soluções mais adequadas terão maior probabilidade de sobrevivência para a próxima geração (Goldberg, 1989).

A Figura 9 apresenta um fluxograma da execução de um algoritmo genético com as suas operações básicas.

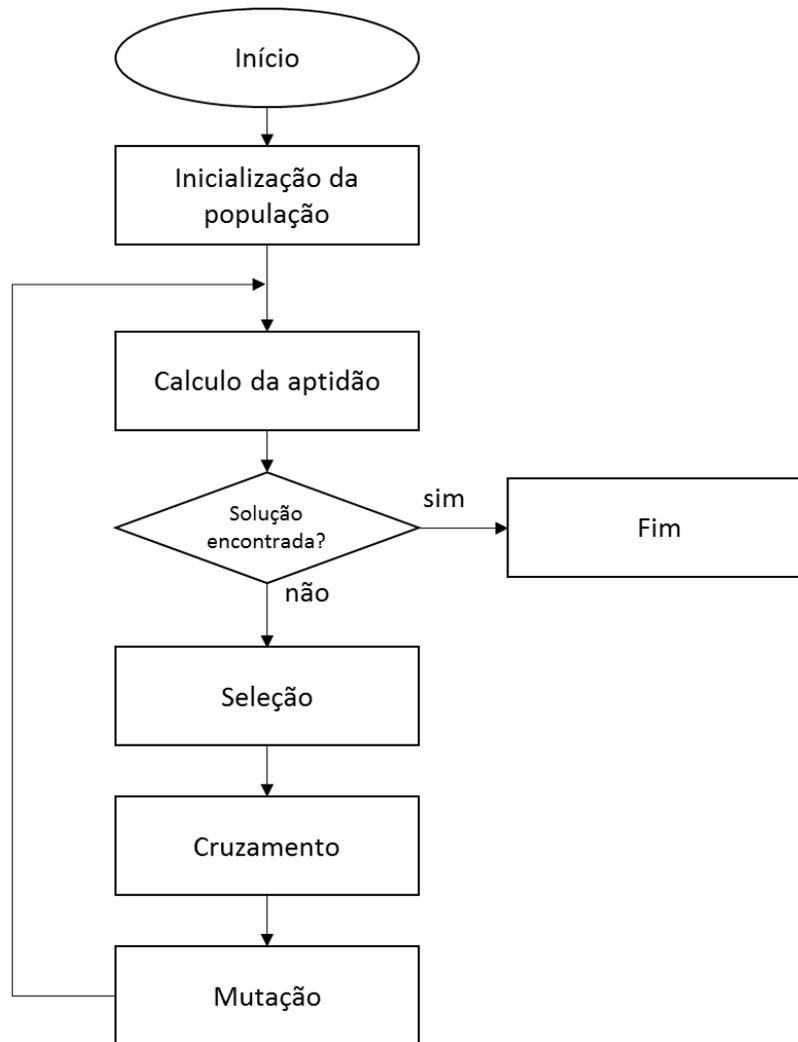


Figura 9 - Fluxograma de execução de um algoritmo genético (adaptado de Miranda, 2018)

Os passos envolvidos na execução do algoritmo genético, da forma como é implementado no MATLAB® (MathWorks, 2017), são os seguintes:

1. O algoritmo começa com a criação de uma população inicial aleatória;
2. O algoritmo então cria uma sequência de novas populações. A cada passo, o algoritmo usa indivíduos da população atual para criar a próxima população. Para a criação da nova população, os seguintes passos são executados:
 - a. Pontuação de cada indivíduo através do cálculo do valor da função *fitness*. Estes valores são chamados valores brutos da *fitness*;

- b. Escalonamento dos valores brutos de *fitness*, para que estejam em um intervalo melhor para trabalhar. Estes valores são chamados de valores de expectativa;
- c. Seleção dos membros, chamados pais, de acordo com a sua expectativa;
- d. Alguns dos indivíduos que possuem melhor *fitness* são selecionados como elite. Esses indivíduos de elite são repassados para a próxima população;
- e. Produção de filhos a partir dos pais. Filhos são produzidos por alterações aleatórias em um único pai, ou seja, mutação, ou pela combinação de um par de pais, ou seja, cruzamento; e
- f. Substituição da população atual pelos indivíduos da próxima população.

3. O algoritmo para quando um dos critérios de parada é atendido.

A seguir serão detalhadas as operações envolvidas na execução do algoritmo.

2.7.2 Inicialização da População

Em sua forma canônica, o algoritmo genético cria uma população inicial cujos indivíduos são gerados de forma aleatória (Whitley, 1994). Como dito anteriormente, o algoritmo genético trabalha no problema codificado (Goldberg, 1989). Desta forma, cada indivíduo da população será codificado para uma *string* de *bits* (Whitley, 1994).

Cada indivíduo da população possui um fenótipo, ou seja, o valor do parâmetro (ou parâmetros), um genótipo (ou cromossomo), que é o indivíduo codificado como *string* de *bits*, e uma *fitness*, sua adequação à função objetivo ou *fitness* (Goldberg, 1989).

O escalonamento dos indivíduos de uma população é feito de acordo com a sua *fitness* e pode ser feito de diversas formas. A forma mais utilizada é o *ranking*, onde os indivíduos são ordenados de acordo com a sua adequabilidade. Um indivíduo com *rank* r receberá uma pontuação proporcional a $1/\sqrt{r}$, então um indivíduo com $r=1$ terá pontuação proporcional a 1, um indivíduo com $r = 2$ possui pontuação proporcional a

$1/\sqrt{2}$ e assim por diante. Isso elimina o efeito da dispersão dos valores brutos (MathWorks, 2017).

2.7.3 Seleção

A seleção pode ser melhor entendida quando a execução do algoritmo é tratada em duas fases, onde existe, em um primeiro momento, uma população atual e após a reprodução é criada uma população intermediária, à qual são aplicados o cruzamento e a mutação, para a criação da próxima geração (Whitley, 1994).

A seleção pode ser implementada de várias formas. Uma das mais simples é a criação de uma roleta onde cada indivíduo da população recebe uma posição com tamanho proporcional à sua *fitness*. A roleta é girada por um número de vezes igual ao tamanho da população e os indivíduos sorteados sobreviverão para a passarem pelas operações de cruzamento e mutação. Desta forma, os indivíduos com melhor *fitness* possuem mais chances de passar suas características para a próxima geração (Goldberg, 1989).

Outra forma de seleção é a seleção estocástica uniforme, onde uma linha é estabelecida e cada indivíduo pai corresponde a uma seção desta linha. O tamanho de cada seção é proporcional à *fitness* escalonada do indivíduo. O algoritmo então avança nesta linha a passos uniformes, com primeiro passo tendo um tamanho aleatório menor do que o tamanho dos demais passos. A seção onde o passo do algoritmo cair determinará o pai a ser selecionado (MathWorks, 2017).

Além disso, existem outras formas de seleção, como o torneio, onde os indivíduos são agrupados aleatoriamente e o indivíduo com a melhor *fitness* do grupo é selecionado para ser um pai. Os grupos devem possuir no mínimo dois indivíduos (MathWorks, 2017).

Caso o algoritmo desenvolvido possua a operação de elitismo, os indivíduos com melhor *fitness* da população atual possuirão uma cópia idêntica na próxima geração (MathWorks, 2017).

2.7.4 Cruzamento

A operação de cruzamento (ou *crossover*) é feita da seguinte maneira: membros da população intermediária são pareados aleatoriamente, uma posição k é selecionada

aleatoriamente entre a posição 1 e a posição $l - 1$, onde l é o comprimento da *string* de *bits* do cromossomo, e um novo par de indivíduos é criado pela substituição dos bits de um indivíduo pai pelos do outro, usando a posição k como linha de corte (Goldberg, 1989). A Figura 10 apresenta um exemplo da operação de cruzamento, onde A_1 e A_2 são os pais e A'_1 e A'_2 são os filhos após a operação e $k = 4$.

$$\begin{array}{l} A_1 = 0\ 1\ 1\ 0\ | \ 1 \\ A_2 = 1\ 1\ 0\ 0\ | \ 0 \\ \hline A'_1 = 0\ 1\ 1\ 0\ 0 \\ A'_2 = 1\ 1\ 0\ 0\ 1 \end{array}$$

Figura 10 - Exemplo de operação de cruzamento (adaptado de Goldberg, 1989)

2.7.5 Mutação

Além do cruzamento, outra ferramenta, chamada mutação, é utilizada para forçar diversidade nas soluções e evitar a convergência prematura do algoritmo para uma solução ótima restrita a uma porção do espaço de soluções. A mutação altera um gene (um *bit*) aleatório em um dos indivíduos de uma geração. Esta alteração faz com que o indivíduo inicie uma busca em uma porção inexplorada do espaço de soluções. Caso seja uma região promissora, a *fitness* deste indivíduo será boa e novos indivíduos irão surgir na região. A probabilidade de mutação é bastante baixa, a fim de evitar uma alta dispersão dos indivíduos (Konak, 2006).

2.8 INTERPOLAÇÃO LINEAR

A interpolação linear é um método para o cálculo aproximado do valor de uma função $f(x)$ baseado na sua substituição por uma função linear, conforme a equação (21) (*Encyclopedia of Mathematics*, 2018)

$$L(x) = a(x - x_1) + b, \quad (21)$$

sendo os parâmetros a e b escolhidos de forma que os valores de $L(x)$ coincidam com os valores de $f(x)$ nos pontos x_1 e x_2 , conforme (22):

$$L(x_1) = f(x_1), \quad L(x_2) = f(x_2). \quad (22)$$

Estas condições são satisfeitas por uma função única, conforme a equação (23)

$$L(x) = \frac{f(x_2) - f(x_1)}{x_2 - x_1}(x - x_1) + f(x_1), \quad (23)$$

que aproxima a função $f(x)$ no intervalo $[x_1, x_2]$ com erro calculado pela equação (24).

$$f(x) - L(x) = \frac{f''(\xi)}{2}(x - x_1)(x - x_2), \quad (24)$$

onde $\xi \in [x_1, x_2]$.

A Figura 11 apresenta um exemplo de interpolação linear que aproxima a função apresentada pela equação (25), cujos pontos conhecidos são $x = [0 \ \pi/4 \ \pi/2 \ 3\pi/4 \ \pi \ 5\pi/4 \ 3\pi/2 \ 7\pi/4 \ 2\pi]$ (MathWorks, 2017).

$$f(x) = \text{sen}(x) \quad (25)$$

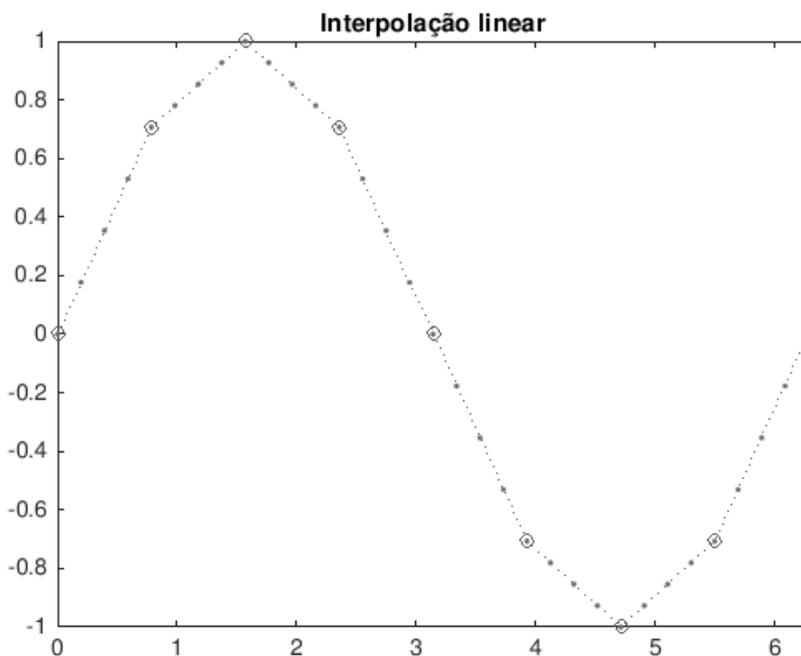


Figura 11 - Interpolação linear da função $f(x) = \text{sen}(x)$ (MathWorks, 2017)

CAPÍTULO 3

DESCRIÇÃO DA METODOLOGIA DE OTIMIZAÇÃO

3.1 ETAPAS DE APLICAÇÃO DA METODOLOGIA

A metodologia proposta parte do princípio que, no período de projeto da central, já havia sido definido que serão utilizados *dry-casks* para o armazenamento intermediário dos seus EC irradiados.

A Figura 12 apresenta um diagrama resumido da metodologia a ser desenvolvida.

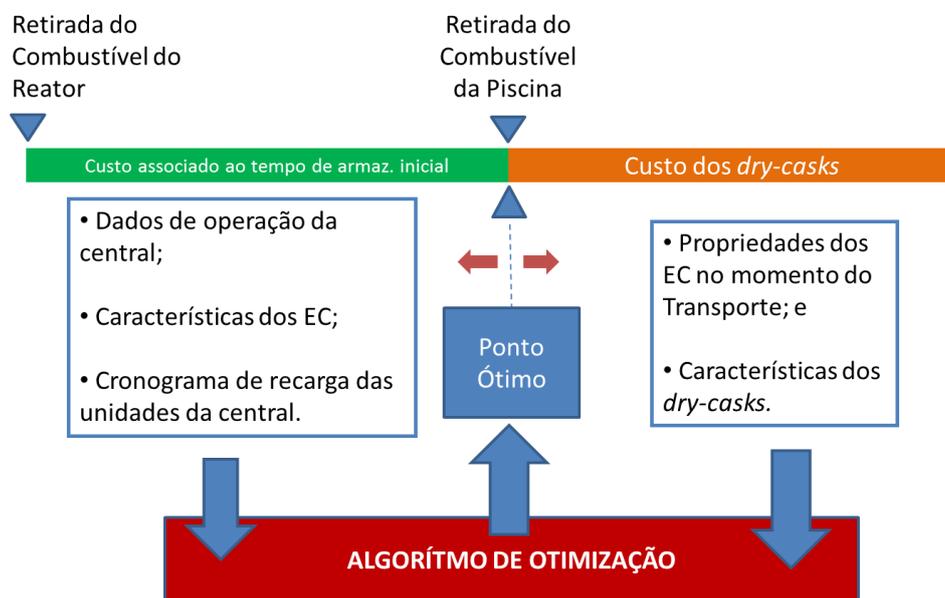


Figura 12 - Diagrama de aplicação da metodologia proposta

As etapas necessárias para a aplicação da metodologia são listadas a seguir. Elas não precisam necessariamente ser executadas nesta ordem.

1. Definição do cenário de operação da central;
2. Estabelecimento do tipo e das características médias do elemento combustível que será utilizado;
3. Simulação da operação da central utilizando códigos de física de reatores;

4. Estabelecimento do tipo de *dry-cask* que será utilizado para armazenamento intermediário;
5. Modelagem do custo de armazenamento na piscina, em função do número de elementos combustíveis nela armazenados e modelagem do custo de armazenamento nos *dry-casks*, em função do número de EC nele armazenados e das condições iniciais do combustível, no momento em que ele é retirado da piscina;
6. Definição dos limites de taxa de dose nos pontos de interesse para o licenciamento da instalação;
7. Definição dos limites de temperatura dos materiais empregados na construção dos *dry-casks*;
8. Pesquisa dos custos de construção da piscina e dos *dry-casks*; e
9. Aplicação dos modelos e dados de entrada obtidos em um algoritmo de otimização, como, por exemplo, a otimização por algoritmos genéticos (Golberg, 1989).

A Figura 13 apresenta um fluxograma das etapas acima delineadas.

Em seguida, estas etapas serão detalhadas.

3.1.1 Definição do cenário de operação da Central

Nesta etapa, deverão ser definidas as principais características da central nuclear em estudo, sendo elas:

- Número de unidades da central;
- Tipo de reator (i.e. PWR, BWR, etc);
- Potência do reator;
- Duração do ciclo de recarga;
- Número de elementos combustíveis no reator;
- Número de elementos combustíveis retirados após uma recarga; e
- Duração da vida útil da central.

3.1.1 Características dos Elementos Combustíveis

Aqui devem ser estabelecidas as características dos elementos combustíveis que são utilizados pela central. Deve-se observar que no núcleo do reator, existem EC com características diversas, distribuídos em seu interior de forma a permitir a operação correta e eficiente da usina. A cada recarga, esta distribuição é alterada. Como a configuração de um novo núcleo é feita para cada recarga, é difícil a previsão das características dos elementos combustíveis irradiados que serão armazenados. Desta forma, para a metodologia proposta, é utilizado um elemento combustível com as características típicas para uma central daquele tipo. Contudo, quanto mais detalhados forem os dados disponíveis, melhor será o desempenho da otimização realizada.

As características que devem ser conhecidas dos elementos combustíveis utilizados pela central são as seguintes:

- Número de varetas combustíveis por EC;
- Passo (sua largura);
- Altura;

- Massa de UO_2 no elemento combustível;
- Enriquecimento inicial; e
- Queima (*burnup*).

3.1.3 Simulação da operação da central

É necessário que seja realizada uma simulação de operação do reator, utilizando códigos de física de reatores, como, por exemplo, o Código Nacional de Física de Reatores, CNFR (COPPE, 2006). Esta simulação fornece como resultado dados do inventário isotópico e do calor residual presentes nos elementos combustíveis irradiados.

Como as características da fonte que será armazenada nos *dry-casks* dependem do tempo de resfriamento inicial, também é necessário simular como a concentração dos radioisótopos muda e como o calor residual decai durante o período que o combustível fica na piscina.

3.1.4 Estabelecimento do tipo de *dry-cask*

Nesta etapa são definidas as características do *dry-cask* selecionado para utilização na central. São elas:

- Finalidade (i.e. armazenamento ou armazenamento e transporte);
- Número de elementos combustíveis que podem ser armazenados;
- Materiais empregados para blindagem; e
- Capacidade de remoção de calor.

3.1.5 Modelagem do custo

É necessário encontrar uma função que modele o custo de gerenciamento do combustível irradiado, que varia de acordo com o tempo de armazenamento inicial na piscina localizada na central onde o combustível foi gerado.

Uma parcela do custo total do gerenciamento do combustível irradiado é independente do tempo de armazenamento inicial, ou seja, será constante em qualquer momento que a operação for feita, como, por exemplo, pessoal e maquinário envolvido

na operação de movimentação dos EC da piscina para os *dry-casks* e o transporte para o depósito. Também é considerada como componente do custo fixo a parcela do custo do *dry-cask* que independe do tempo que os EC ficarão na piscina. Caso seja necessária a inclusão de espaço para armazenamento para mais um núcleo completo no interior da piscina, como margem para emergências, o custo desta opção também pode ser considerado como constante.

Desta forma, considerou-se para a metodologia apenas o dimensionamento da piscina e o dimensionamento dos *dry-casks* como variáveis influentes no custo total de gerenciamento, conforme as equações (26) e (27).

$$C_{tot}(t) = C_{piscina}(t) + N_{cask}C_{cask}(t) + C_{fixo} \quad (26)$$

$$C(t) = C_{piscina}(t) + N_{cask}C_{fixo}(t), \quad (27)$$

onde:

$C_{tot}(t)$ - Custo total do gerenciamento do combustível irradiado;

$C_{piscina}(t)$ - Contribuição do custo da Piscina de Armazenamento Inicial;

N_{cask} - Número total de *dry-casks* que deverão ser adquiridos durante a vida útil da central;

$C_{cask}(t)$ - Custos para um *dry-cask* que são função de t ;

C_{fixo} - Custos independentes do momento em que os EC são retirados da Piscina;

$C(t)$ – Total de custos dependentes do tempo que os EC ficam na piscina; e

t – Tempo de armazenamento dos EC na piscina.

A Figura 14 apresenta um esboço meramente ilustrativo do comportamento das duas parcelas dependentes do tempo de armazenamento inicial.

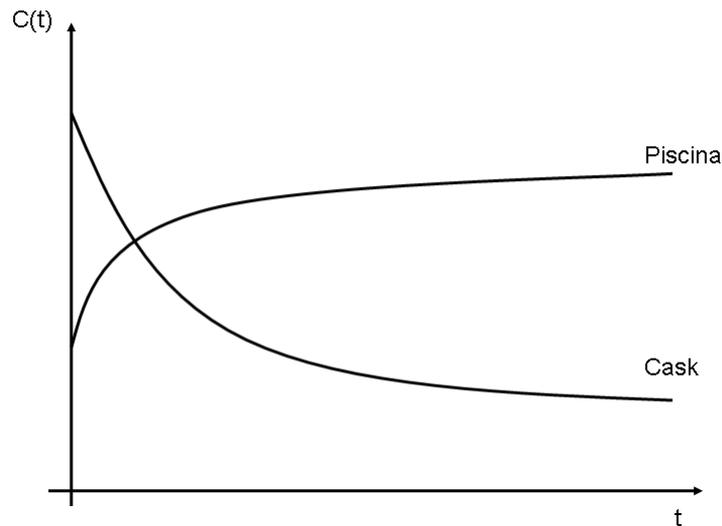


Figura 14 - Esboço do comportamento das duas parcelas do custo que são função do tempo de armazenamento inicial

No caso do custo de armazenamento na piscina, o fator determinante é o número máximo de elementos combustíveis estocados durante toda a vida útil da central. Este número máximo determinará as dimensões mínimas necessárias para o projeto da piscina e, conseqüentemente, o seu custo.

O custo da piscina também depende do calor residual presente nos EC, que deverá ser removido pelos sistemas de remoção de calor da piscina, que deverão ser dimensionados de acordo. Como o calor residual dos EC considerado para esta metodologia será um valor médio e o mesmo para todos os EC a serem armazenados, o custo dos equipamentos para remoção de calor residual e operação dos mesmos pode ser considerado como parte do custo de armazenamento por EC.

O número de EC estocados depende do fluxo de entrada, conforme o cronograma de troca de combustível das unidades da central, e do fluxo de saída de EC após o período de armazenamento inicial.

A Figura 11 apresenta o fluxo de entrada e saída de EC da Piscina de Armazenamento Inicial.

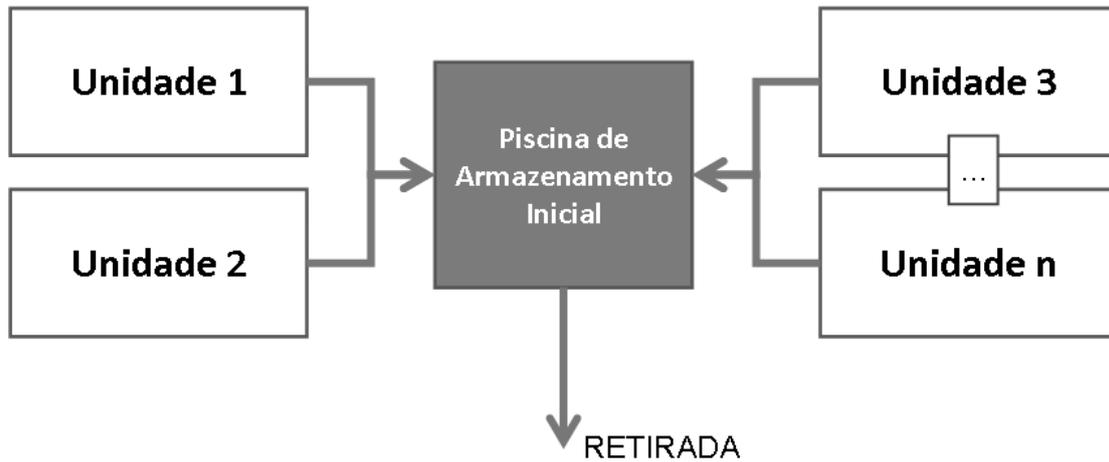


Figura 15 - Fluxograma de entrada e saída de EC da Piscina de Armazenamento Inicial

Desta forma, podemos escrever a equação (28):

$$C_{piscina}(t) = P_{EC} \max[N(t, T)] \quad (28)$$

onde:

P_{EC} - Preço de armazenamento por elemento combustível irradiado;

$N(t, T)$ - Número de elementos combustíveis presentes na piscina em um instante T durante a vida útil da central;

t - Tempo de armazenamento do combustível irradiado; e

T - Tempo durante a vida útil da central.

Analisando $N(t, T)$, temos, de (29) a (32):

$$\frac{dN(t, T)}{dT} = N_{in}(T) - N_{out}(t, T) \quad (29)$$

$$dN(t, T) = [N_{in}(T) - N_{out}(t, T)]dT \quad (30)$$

$$N(t, T) = \int_{T_0}^T [N_{in}(T) - N_{out}(t, T)]dT \quad (31)$$

$$N(t, T) = \int_{T_0}^T N_{in}(T)dT - \int_{T_0}^T N_{out}(t, T)dT, \quad (32)$$

onde T_0 é o instante de início de operação da central e T é o instante no qual se deseja calcular a ocupação da piscina.

Como dito anteriormente, o fluxo de saída dos EC da piscina é dependente do tempo que os mesmos ficarão inicialmente armazenados na piscina. Consequentemente, o fluxo de saída é dependente do custo de armazenamento ou transporte dos EC, que será detalhado a seguir.

Conforme apresentado no Capítulo 2, o custo dos *dry-casks* é dependente das características dos EC que serão neles alocados. As características de maior impacto no seu custo são: o número de EC a serem acondicionados em um mesmo *cask*, o calor residual e a atividade dos produtos de fissão ainda presentes. As duas últimas características dependem do tempo que os EC ficaram armazenados na piscina.

O custo decorrente da atividade nos EC está nos materiais de blindagem que deverão ser empregados na composição do casco. É possível que o mesmo material utilizado para a remoção de calor exerça, também, função de blindagem. Os limites de temperatura de operação dos materiais utilizados na construção do *cask* e a sua capacidade de remoção de calor por convecção irão definir a taxa de geração de calor máxima permitida dos EC que poderão ser armazenados em seu interior.

Assume-se, para esta metodologia, que os cuidados para manter a sub-criticalidade dos EC no interior dos *casks*, garantida pela geometria do posicionamento dos EC e pela presença do boro nos espaçadores, são sempre respeitados.

Os custos de construção dos *dry-casks* que independem do tempo de armazenamento na piscina são considerados como parte dos custos constantes C_{fixo} .

3.1.6 Limites de Taxa de Dose

O principal desafio no projeto da blindagem exercida por um *dry-cask* é, para um determinado nível e distribuição de radiação do combustível irradiado, prover espessura e distribuição de material para blindagem de nêutrons e radiação gama para manter as taxas de dose no exterior do contêiner abaixo dos limites regulamentados por lei (IAEA, 2006).

Os limites de taxa de dose que deverão ser respeitados pelo projeto do *dry-cask* são decorrentes daqueles definidos em normas estabelecidas pelos órgãos reguladores

de cada país. No caso do Brasil, os limites são estabelecidos nas normas da CNEN, conforme descrito no Capítulo 2.

Estes limites de taxa de dose irão definir a capacidade mínima de blindagem que o projeto do *dry-cask* selecionado deverá demonstrar.

3.1.7 Definição dos Limites de Temperatura

Os limites de temperatura dos materiais que compõem o *dry-cask* selecionado, assim como a sua capacidade de remoção de calor, irão definir o máximo permissível de geração de calor residual presente nos EC que nele serão armazenados.

3.1.8 Pesquisa dos custos de construção da piscina e dos *dry-casks*

Para uma otimização com relevância econômica, é necessário que seja realizada uma pesquisa de mercado para estimar os custos de armazenamento por elemento combustível na piscina e dos custos de aquisição dos *dry-casks* selecionados, em função das características mínimas que eles precisam ter para garantir a integridade dos EC em seu interior e que os limites de taxa de dose sejam respeitados.

Desta etapa decorre grande incerteza, uma vez que durante a vida útil da central, tipicamente de 60 anos, os custos envolvidos podem sofrer grande variação.

3.1.8 Processo de Otimização

A etapa final é a aplicação de um algoritmo de otimização, que utilize todas as informações obtidas nas demais para encontrar o tempo ideal para a retirada dos elementos combustíveis irradiados da piscina e armazenamento nos *dry-casks*.

As características dos elementos combustíveis e de operação da central e as informações obtidas na pesquisa de mercado são utilizados como dados de entrada para o problema. A função que modela os custos da piscina e dos *dry-casks* é utilizada como função objetivo ou *fitness*. Os limites de dose e de temperatura são aplicados como restrições para o problema.

CAPÍTULO 4

DEFINIÇÃO DE PREMISSAS PARA UM EXEMPLO DE APLICAÇÃO

4.1 CENTRAL HIPOTÉTICA

Para que seja possível demonstrar a metodologia proposta nesta tese, faz-se necessária a elaboração de um modelo hipotético de uma central nuclear que irá operar de acordo com as premissas adotadas para este trabalho. Esta central será denominada Central Hipotética.

A central é composta por uma unidade do tipo PWR com as mesmas características da usina de Angra 1 da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto em Angra dos Reis, RJ – Brasil. A seguir é apresentada uma descrição geral da usina de Angra 1.

4.1.1 Angra 1

A usina nuclear Angra 1 faz parte da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto localizada no estado do Rio de Janeiro, Brasil. A Central conta com duas usinas do tipo PWR em operação, Angra 1 e Angra 2, e uma terceira, também do tipo PWR, em construção. A central é operada pela empresa estatal brasileira Eletronuclear (ELETRONUCLEAR, 2018a).

A primeira unidade da central, Angra 1, possui uma potência de 640 MWe , entrou em operação em 1985 e é de projeto da Westinghouse. A seguir são listados os dados gerais da usina, conforme apresentados no sítio de internet da Eletronuclear (ELETRONUCLEAR, 2018b):

- Tipo do Reator – Água Pressurizada (PWR);
- Potência Térmica Nominal - 1882 MWt;
- Potência Elétrica Nominal - 640 MWe;
- Rendimento Térmico - 34,2 % com água do mar a 27°C;
- Material Combustível – Urânio Enriquecido – UO₂;

- N° de Elementos Combustíveis - 121;
- N° de Varetas Combustíveis por Elemento – 235;
- Enriquecimento Médio do Combustível na Recarga – 4,0%;
- *Burnup* Máximo Médio – 55000 MWd/t;
- Frequência de Carregamento – Aproximadamente 12 meses;
- Partes do Núcleo Retiradas – Aproximadamente 33%;
- N° de *loops* – 2; e
- Refrigerante – H₂O.

4.2 CENÁRIO DE OPERAÇÃO DA CENTRAL HIPOTÉTICA

A usina da Central Hipotética opera com paradas anuais para recarga com duração de um mês, sempre no mês de dezembro. Para simplificar o cenário, serão feitas apenas paradas para recarga e a usina operará a 100% da sua potência nominal.

Durante as recargas, o núcleo inteiro será retirado do reator, mas dois terços dos elementos combustíveis irão retornar para o próximo ciclo. Desta forma, pode-se considerar que aproximadamente 33% do núcleo ficará na piscina a cada recarga. Para simplificar a análise, o novo núcleo terá sempre a mesma configuração do anterior.

A unidade irá operar por 60 anos.

Para dar início ao processo de otimização do plano de gerenciamento de combustível irradiado objeto deste trabalho, é necessário que se estabeleçam algumas premissas, listadas abaixo. Estas premissas foram estabelecidas tomando como referência a situação atual do Brasil, prevendo a política mais provável para o futuro, com base na política adotada pelo país até o momento.

1. A política de gerenciamento de combustível irradiado adotada pelo país que opera a Central Hipotética é a de Ciclo Direto, ou seja, eventualmente, o combustível irradiado será todo encaminhado para um repositório geológico definitivo;

2. Haverá no sítio da central hipotética um depósito intermediário a seco, onde serão instalados os *dry-caks* com os elementos combustíveis retirados do reator; e
3. Este depósito intermediário possui capacidade de armazenar todo o combustível retirado do reator até o fim da vida útil da central.

A Figura 16 apresenta as etapas do plano de gerenciamento do combustível irradiado retirado da Central Hipotética.

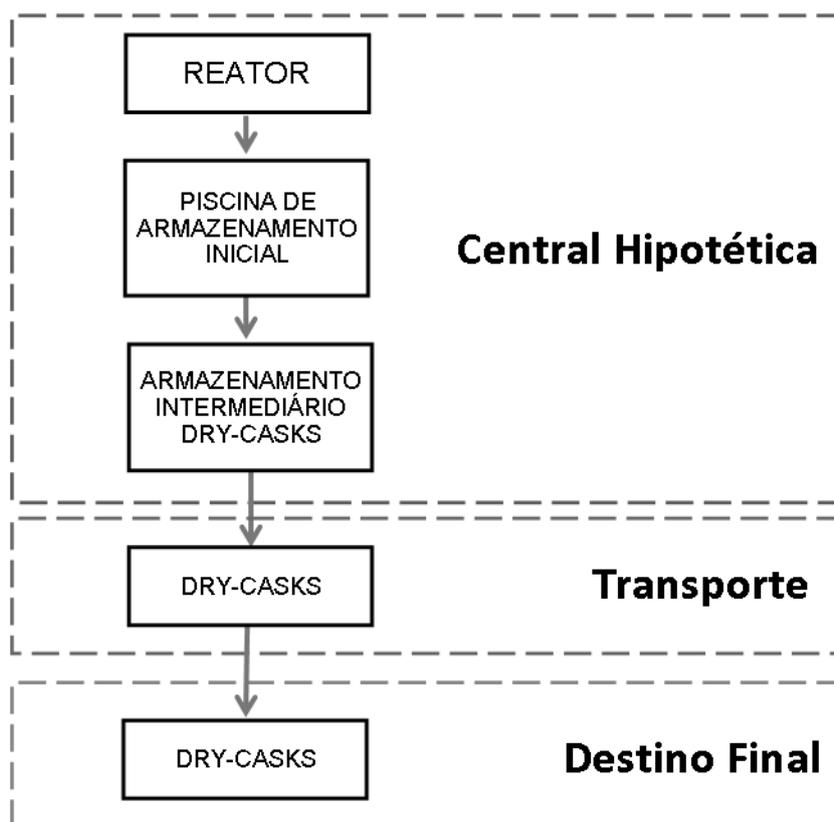


Figura 16 - As etapas do plano de gerenciamento de combustível irradiado da Central Hipotética

Para esta tese, serão estudadas as etapas que ocorrem na Central Hipotética, ou seja, o armazenamento inicial na piscina e o armazenamento intermediário em *dry-casks*, ainda no sítio da Central.

Considerando que o núcleo do reator da usina possui 121 elementos combustíveis, que um terço desses é trocado ao fim de cada ciclo e que os *casks* terão espaço para armazenar 24 EC cada, seriam necessários dois *casks* para armazenar o combustível oriundo de uma troca. Levando em conta que 1% dos elementos combustíveis falha durante a operação da usina, para esta tese considerar-se-á que o EC

restante deverá ficar na piscina até o fim da vida útil da central. Desta forma, cada *cask* acomodará 20 Elementos Combustíveis.

Durante a vida útil da usina é necessário que sejam adquiridos *dry-casks* suficientes para todas as trocas de combustível que ocorrerão. Considerando que a central terá uma vida útil de 60 anos, que as recargas são feitas anualmente, que a cada recarga um terço do núcleo é trocado, que para cada troca são necessários dois *casks*, e que no último ano de operação o núcleo todo será retirado do reator, temos que $N_{\text{cask}} = 124$.

Os Elementos Combustíveis defeituosos não serão considerados nesta análise, uma vez que eles demandam avaliação das suas condições para determinação do seu destino.

Também serão adotadas para este exemplo as seguintes simplificações:

1. Desde o primeiro ciclo, será considerado que o núcleo está em equilíbrio;
2. A cada nova recarga, o novo núcleo terá configuração idêntica à anterior;
3. Todos os elementos combustíveis que irão para a piscina, e depois para o armazenamento a seco, terão as mesmas características, ou seja, possuirão o mesmo inventário de produtos de fissão e o mesmo calor residual. Neste caso, optou-se por utilizar a média de todo o núcleo para ambos os parâmetros, devido à característica dos dados disponíveis; e
4. Será estudada apenas a operação normal. Não será considerada situação acidental para nenhuma das etapas do cenário.

4.3 CARACTERÍSTICAS DO DRY-CASK

Como este trabalho trata apenas da etapa de armazenamento intermediário do combustível, foi selecionado um modelo de *cask* de um único propósito, ou seja, o *cask* para armazenamento não é o mesmo que será utilizado na etapa de transporte para o repositório.

Desta forma, o modelo de *dry-cask* escolhido para esta tese foi adaptado do sistema HI-STORM 100 *Cask System*, fabricado pela empresa Holtec International.

(HOLTEC, 2010a). A escolha foi devida à disponibilidade das informações necessárias e ao fato de que o projeto deste sistema se adéqua bem à metodologia proposta.

O sistema HI-STORM 100 básico consiste em um MPC (*Multi-Purpose Canister* ou Contêiner Multi-Propósito) intercambiável, que provê um limite de confinamento para elementos combustíveis irradiados provenientes de reatores BWR ou PWR, um *overpack*, ou contêiner externo, que fornece proteção estrutural e radiológica para o armazenamento em longo prazo do MPC em seu interior e um casco de transferência, cujo nome é HI-TRAC, que provê proteção estrutural e radiológica durante a movimentação do MPC da piscina até o *overpack* (HOLTEC, 2010a).

A Figura 17 apresenta os componentes principais do sistema HI-STORM 100.

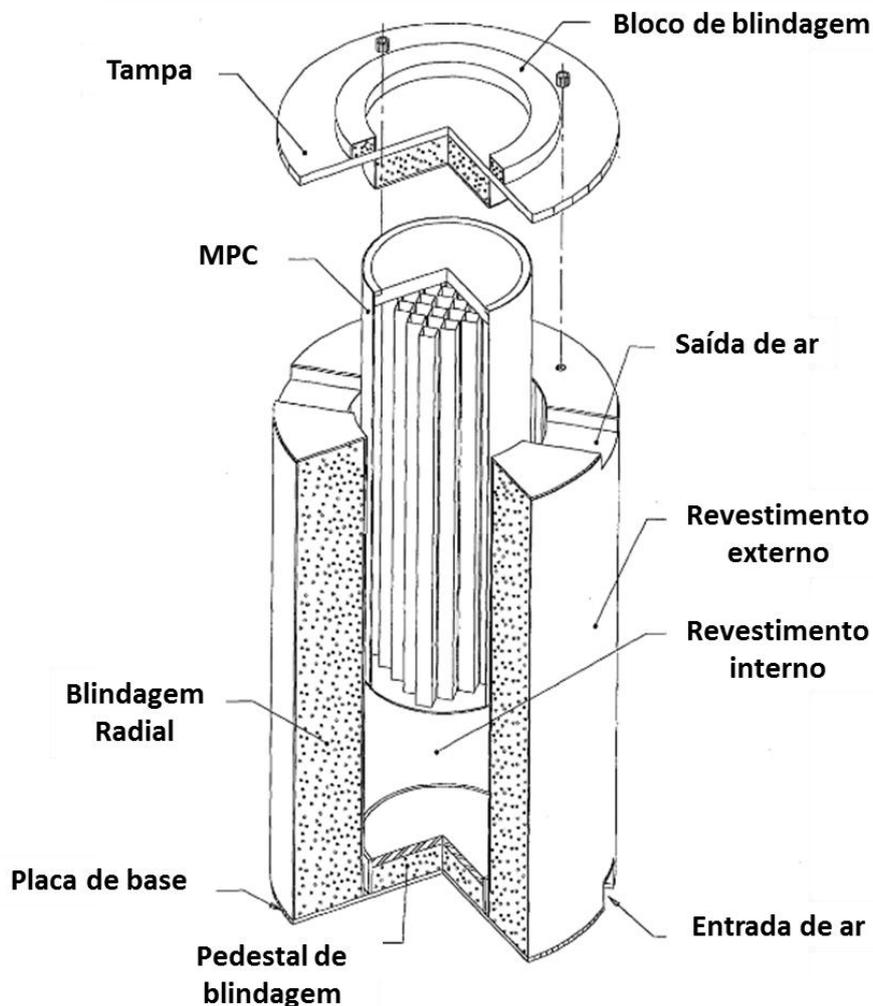


Figura 17 - *Overpack* do sistema HI-STORM 100 com o MPC parcialmente inserido (adaptado de HOLTEC, 2010a)

A seguir são apresentadas breves descrições dos principais componentes do sistema.

4.3.1 MPC

Os MPC são estruturas cilíndricas soldadas que são compostas por uma cesta com estrutura em colmeia de abelha para alocação dos EC, uma base, o casco do contêiner, uma tampa e um anel de fechamento. O casco do contêiner, cujo material é o aço inoxidável, provê um limite de confinamento para o combustível irradiado (HOLTEC, 2010a). A Figura 18 apresenta o corte da seção reta do *casck*, conforme são posicionados os elementos combustíveis.

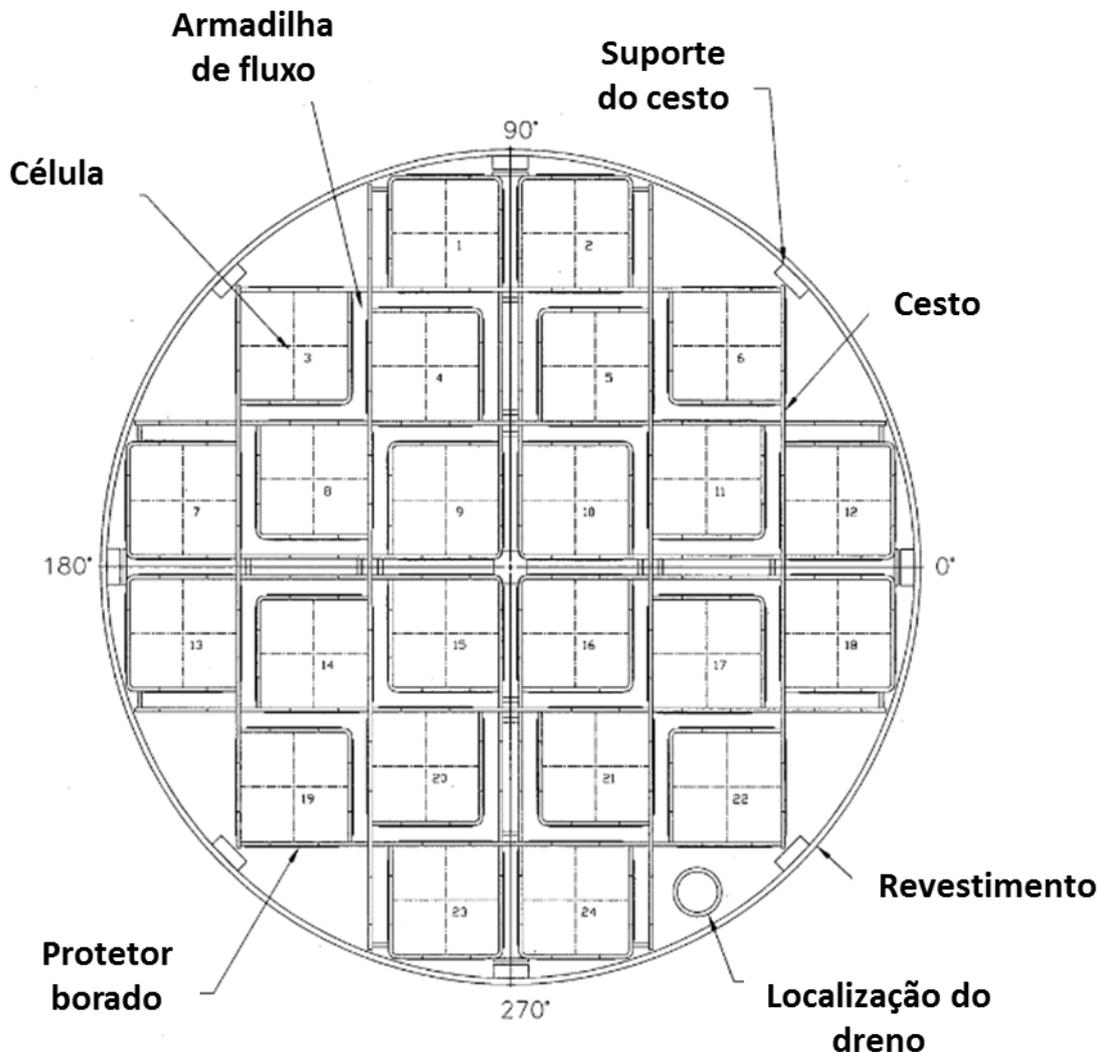


Figura 18 - Corte transversal de um MPC com 24 posições para elementos combustíveis (adaptado de HOLTEC, 2010b)

4.3.2 *Overpack*

O contêiner externo, ou *Overpack*, é um cilindro robusto com paredes pesadas. A sua função estrutural é provida principalmente por aço carbono e a blindagem é provida por concreto comum. O concreto é revestido por cascos cilíndricos de aço, uma base espessa e uma tampa que possui concreto suficiente para atenuar a radiação de nêutrons e gama na direção vertical (HOLTEC, 2010a).

O *Overpack* possui em seu interior uma cavidade com altura e diâmetro suficientes para acomodar um MPC. O interior do *Overpack* possui canais para guiar a inserção e a remoção da MPC, permitir a circulação de ar e que funcionam ainda como um meio flexível para absorção de impacto, no caso de um tombamento (HOLTEC, 2010a).

O sistema possui dutos de passagem de ar para resfriamento por convecção passiva de calor do MPC. O *cask* possui, no mínimo, quatro entradas de ar, na sua parte inferior, e quatro saídas de ar, na sua parte superior. No interior dos dutos, são instaladas placas em cruz para espalhamento da radiação gama que viaja no fluxo de ar. Tal medida reduz drasticamente a taxa de dose nas proximidades das entradas e saídas de ar (HOLTEC, 2010a).

A Figura 19 mostra a forma pela qual é feito o resfriamento passivo do HI-STORM 100.

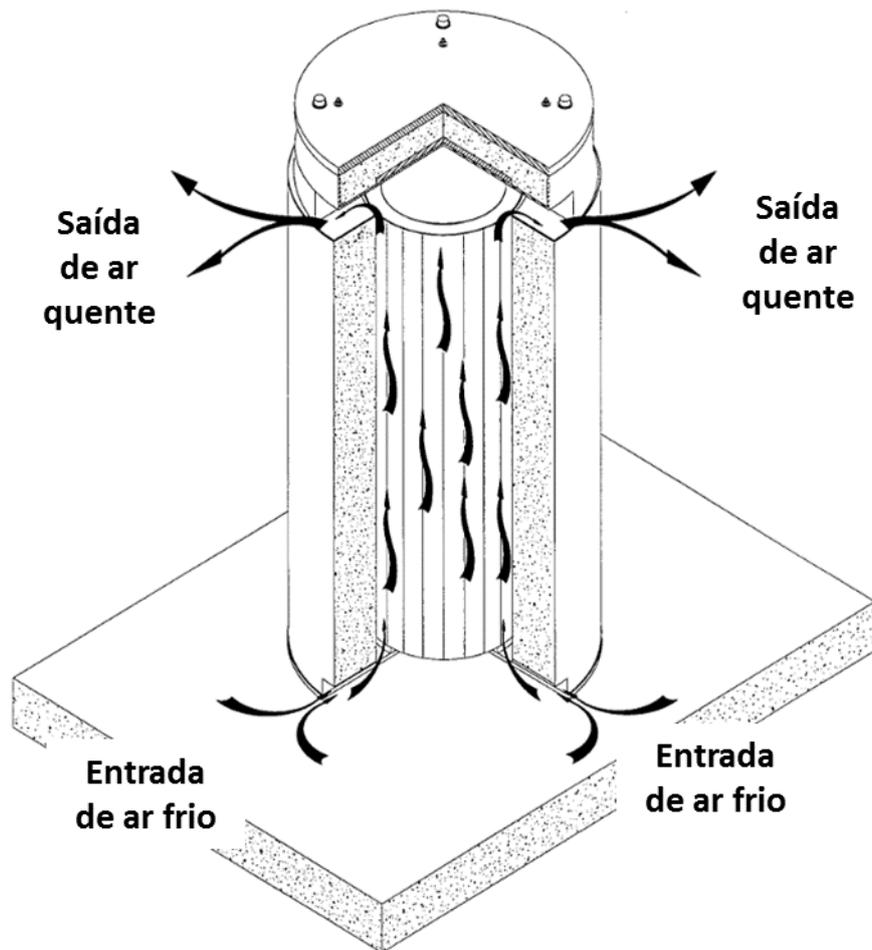


Figura 19 - Resfriamento do sistema HI-STORM (adaptado de HOLTEC, 2010a)

4.3.3 HI-TRAC

O HI-TRAC é um casco utilizado no procedimento de transferência dos EC da piscina de armazenamento inicial para o casco HI-STORM 100, onde eles serão armazenados a seco. Ele é composto por uma camada de aço carbono, uma camada de chumbo, mais uma camada de aço carbono e, por fim, uma camada de água. O combustível é transferido para o MPC, já no interior do HI-TRAC, ainda dentro da piscina (HOLTEC,2010a).

A tampa da piscina, que possui um selo especial que impede o contato da água desmineralizada no interior do casco com a água contaminada da piscina, é instalada na parte inferior do HI-TRAC e o mesmo é selado. Esta tampa garante que o exterior do MPC não seja contaminado pela água da piscina. Após a retirada da piscina, o MPC é drenado, secado e selado, a tampa da piscina é removida e a tampa de transferência é instalada. A tampa de transferência possui um conjunto de portas deslizantes que permite abertura inferior para a movimentação vertical do MPC (HOLTEC, 2010a).

4.4 DADOS DO COMBUSTÍVEL IRRADIADO

Um elemento combustível irradiado possui centenas de núclídeos em variadas concentrações que são determinadas pelo seu enriquecimento inicial, queima (*burnup*), tempo de resfriamento na piscina e outras condições relevantes de operação do reator. As concentrações desses núclídeos e suas propriedades radiológicas associadas são importantes parâmetros de entrada para o projeto e avaliação de segurança de sistemas de armazenamento, transporte e descarte do combustível irradiado (USNRC, 2015).

Idealmente, para uma melhor solução do problema de otimização abordado nesta tese, deve-se utilizar ao máximo possível informações próprias dos elementos combustíveis e perfil de operação especificados no projeto da planta em estudo. De posse dessas informações, simulações do comportamento do combustível e das suas principais características, conforme citadas anteriormente, devem ser feitas para que os dados de entrada para o algoritmo de otimização sejam os mais próximos possíveis da realidade.

Para demonstração da metodologia proposta, para esta tese serão utilizados dados disponibilizados em USNRC (2015), documento que apresenta uma compilação de características de elementos combustíveis de reatores do tipo BWR e PWR, com diversos valores de queima, enriquecimento inicial e períodos de resfriamento inicial em piscina, obtidos a partir do banco de dados GC-859, que contempla as características dos elementos combustíveis irradiados provenientes das usinas comerciais dos Estados Unidos. A partir desse banco de dados, utilizando simulações com o código ORIGEN (BOWMAN, 2014), foram obtidas e apresentadas no documento informações como calor de decaimento, concentrações isotópicas de núclídeos e atividade.

O documento organiza os elementos combustíveis cadastrados no banco de dados por tipo de reator e depois em três grupos, de acordo com o período histórico no qual eles foram retirados do reator, com linhas de corte um tanto arbitrárias, mas que acabam por separá-los aproximadamente em três níveis de queima e enriquecimento. Foram ainda incluídos dois grupos, um para cada tipo de reator, que contemplam os poucos EC que possuem enriquecimento e queima altos, chamados BWR-Ext e PWR-Ext. A Tabela 4 apresenta, para PWR, os três principais grupos e suas faixas de enriquecimento e queima, assim como o número de EC em cada grupo (USNRC, 2015).

Tabela 4 - Sumário do Enriquecimento e da Queima para cada Grupo (Adaptado de USNRC, 2015)

Grupo	Período de Remoção do Núcleo	Enriquecimento (%) [min; mediana ; max]	Queima (GWd/tU) [min; mediana ; max]
PWR-1	1968-1983	[0,71; 2,49 ; 4,94]	[2,8; 28,3 ; 55,4]
PWR-2	1984-2002	[0,71; 3,61 ; 4,97]	[3,4; 39,4 ; 69,5]
PWR-3	2003-2013	[0,30; 4,28 ; 4,96]	[3,0; 47,1 ; 69,7]

O grupo PWR-3 foi escolhido para a obtenção dos dados para este exemplo, uma vez que as suas medianas de enriquecimento e queima são as mais próximas daquelas características dos EC adotados como referência para o trabalho.

Uma vez executado o código ORIGEN para os grupos de EC, os resultados são apresentados no documento por tempo de resfriamento inicial para 5 horas, 1 dia, 90 dias, 1 ano, 5 anos, 10 anos, 50 anos, 100 anos e 200 anos. Os pontos necessários que ocorrem entre os períodos apresentados no documento são interpolados linearmente.

A Tabela 5 apresenta os valores de atividade total para o grupo PWR-3.

Tabela 5 - Atividade total dos EC do grupo PWR-3 (adaptado de USNRC, 2015)

PWR-3 (47GWd/MTU)	
Resfriamento	Atividade (Ci/MTU)
5 horas	7,53E+07
1 dia	5,61E+07
90 dias	7,79E+06
1 ano	2,98E+06
5 anos	8,02E+05
10 anos	5,56E+05
50 anos	1,81E+05
100 anos	5,81E+04
200 anos	1,15E+04

A Tabela 6 apresenta os valores de calor de decaimento total para o grupo PWR-3.

Tabela 6 - Calor de Decaimento Total dos EC do grupo PWR-3 (adaptado de USNRC, 2015)

PWR-3 (47GWd/MTU)	
Resfriamento	Calor de Decaimento Total (W/MTU)
5 horas	3,19E+05
1 dia	2,15E+05
90 dias	3,28E+04
1 ano	1,27E+04
5 anos	2,63E+03
10 anos	1,69E+03
50 anos	7,91E+02
100 anos	4,27E+02
200 anos	2,35E+02

A Tabela 7 apresenta os valores totais de emissão de fótons (radiação gama) para o grupo PWR-3.

Tabela 7 - Emissão total de Fótons dos EC do grupo PWR-3 (adaptado de USNRC, 2015)

PWR-3 (47GWd/MTU)	
Resfriamento	Emissão de Fótons (fótons/s.MTU)
5 horas	3,41E+18
1 dia	2,49E+18
90 dias	2,16E+17
1 ano	7,76E+16
5 anos	1,53E+16
10 anos	8,57E+15
50 anos	2,96E+15
100 anos	1,02E+15
200 anos	2,12E+14

A Tabela 8 apresenta os valores totais de emissão de nêutrons para o grupo PWR-3.

Tabela 8 - Emissão total de nêutrons dos EC do grupo PWR-3 (adaptado de USNRC, 2015)

PWR-3 (47GWd/MTU)	
Resfriamento	Emissão de Nêutrons (nêutrons/s/MTU)
5 horas	1,37E+09
1 dia	1,37E+09
90 dias	1,19E+09
1 ano	9,17E+08
5 anos	6,91E+08
10 anos	5,74E+08
50 anos	1,39E+08
100 anos	3,53E+07
200 anos	1,60E+07

O Anexo 2 reproduz, para o grupo PWR-3, as atividades para cada um dos radionuclídeos presentes nos elementos combustíveis para os diversos períodos de resfriamento inicial.

Adicionalmente, no sítio das Indústrias Nucleares do Brasil (INB), fabricante dos elementos combustíveis de Angra 1 e Angra 2, foi possível obter a informação de que o elemento combustível de Angra 1 possui 4 m de comprimento (INB, 2018).

O EC utilizado como referência neste trabalho possui a configuração de 16x16 e um passo (ou seja, o comprimento do lado da sua seção reta) de 19,82 cm. Cada elemento combustível possui como carregamento inicial uma massa de urânio de 0,47 MTU.

CAPÍTULO 5

EXEMPLO DE APLICAÇÃO DA METODOLOGIA

5.1 MODELAGEM DO CUSTO DA PISCINA

O modelo de custo da piscina é tal como apresentado no item 3.1.5 desta tese. Ou seja, a função que avalia o custo é definida de acordo com as equações (33) e (34).

$$C_{piscina}(t) = P_{EC} MAX[N(t,T)] \quad (33)$$

$$N(t,T) = \int_{T_0}^T N_{in}(T)dT - \int_{T_0}^T N_{out}(t,T)dT, \quad (34)$$

onde:

P_{EC} – Preço de armazenamento por elemento combustível irradiado;

$N(t,T)$ – Número de elementos combustíveis presentes na piscina em um instante T durante a vida útil da central;

t – Tempo de armazenamento do combustível irradiado;

T_0 – Tempo de início de operação da central; e

T – Tempo durante a vida útil da central;

5.2 MODELAGEM DO CUSTO DOS DRY-CASKS

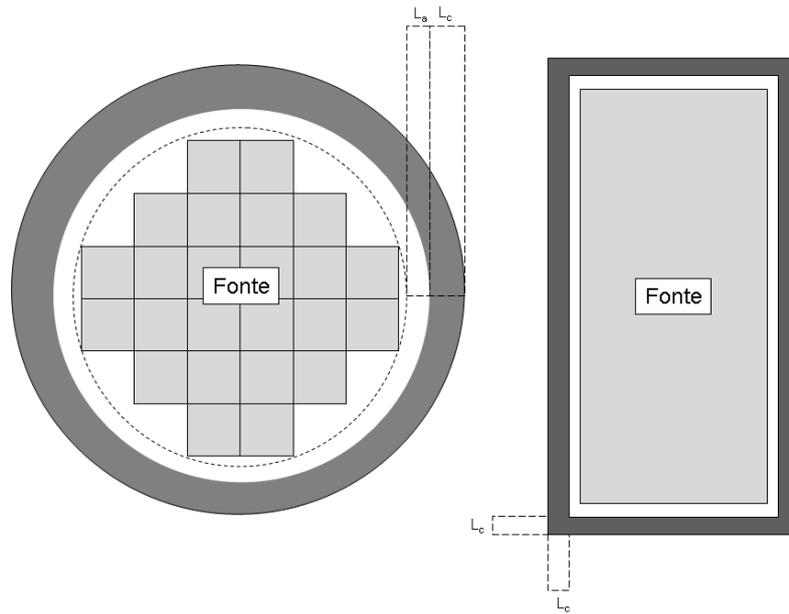
Com base nas informações colhidas na fundamentação teórica a respeito dos *dry-casks*, apresentada no Capítulo 2 desta tese, os materiais escolhidos para a composição do *cask*, considerando suas propriedades de remoção de calor e blindagem, foram o ar, o aço e o concreto. Como no projeto do HI-STORM (HOLTEC, 2010a), apresentado no Capítulo 4, dispositivos para espalhamento de radiação gama serão instalados no interior dos dutos de ar. Desta forma, será considerada desprezível a dose nas saídas e entradas de ar.

Uma opção para otimizar a blindagem dos *dry-casks* é o carregamento dos elementos combustíveis em zonas de acordo com a atividade de cada um deles, posicionado aqueles com maior atividade na região mais interna do *cask* (IAEA, 2006). Como uma das simplificações feitas para esta tese determina que todos os EC a serem armazenados são iguais, essa opção não será adotada.

Como simplificação, não foi considerada a blindagem de nêutrons, sendo o cálculo feito apenas para a dose advinda da radiação gama. Esta mesma simplificação foi feita por Baće (1995), onde foi justificado que a taxa de dose de radiação gama é duas ordens de grandeza maior que a taxa de dose dos nêutrons e que a aproximação da taxa de dose por nêutrons calculada pelo QAD-CGGP (NEA, 2018) não é boa.

Também foi utilizado como limite de taxa de dose somente aquele calculado a 1 metro da superfície do *cask*. Em um estudo real, deve ser calculada a taxa de dose para o público no perímetro da área de instalação dos *casks*. Além disso, o cálculo foi efetuado para apenas um *cask*, sem considerar a influência de outros *casks* presentes na instalação de armazenamento intermediário.

A Figura 20 apresenta o arranjo dos elementos combustíveis no interior dos *dry-casks* e as espessuras dos seus materiais para blindagem variam de acordo com a atividade da fonte.



onde:

L_a – largura do canal de resfriamento (*gap*);

L_c – espessura da camada de concreto.

Figura 20 - Arranjo dos Elementos Combustíveis no *dry-cask*

Para este exemplo, a largura do canal de resfriamento será $L_a = 0$ cm. Da mesma forma, a espessura de aço que reveste o cilindro interno não será considerada. Estas simplificações tornam a análise mais conservadora.

Ressalta-se que a espessura de concreto é dependente do tempo de resfriamento inicial (t), portanto é definida como $L_c(t)$.

Para esta análise, o conjunto de EC que formam a fonte será aproximada para um cilindro com raio igual à distância do centro do conjunto até o seu vértice mais distante e altura igual à altura dos EC, de forma análoga ao MPC utilizado no sistema HI-STORM 100 (HOLTEC, 2010).

Desta forma, de acordo com a Figura 21, temos as equações (35) e (36).

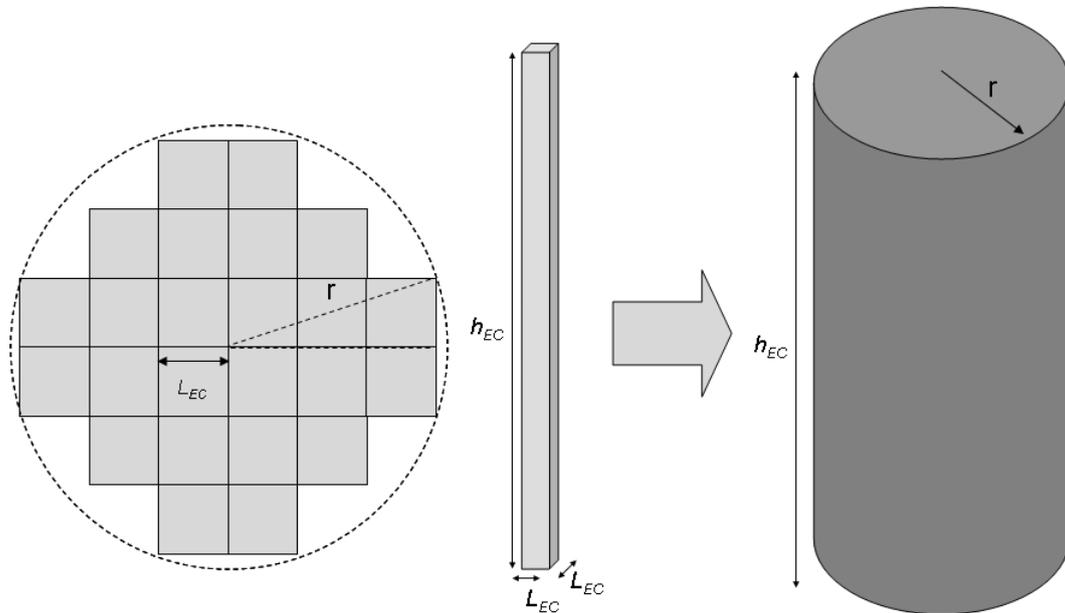


Figura 21 - Aproximação da geometria da fonte composta pelos EC no interior do *dry-cask*

$$r^2 = (3L_{EC})^2 + L_{EC}^2 \quad (35)$$

$$V_{TF} = \pi r^2 h_{EC}, \quad (36)$$

onde:

r – raio do cilindro que aproxima a geometria da fonte;

L_{EC} – comprimento do lado do elemento combustível, ou seja, o seu passo;

h_{EC} – altura do Elemento Combustível; e

V_{TF} – volume da fonte

Desta forma, obtemos os resultados apresentados em (37) e (38):

$$r = 60,71\text{cm} \quad (37)$$

$$V_{TF} = 46,324\text{m}^3. \quad (38)$$

Considerando que a massa inicial de urânio em cada EC é 0,47 MTU, a massa inicial total de urânio dos 20 EC em um *cask* é de 9,4 MTU.

Nesta aproximação, a influência do revestimento das varetas, da estrutura dos elementos combustíveis (i.e. espaçadores, molas, etc.) e dos cestos borados no interior do MPC não é considerada, o que torna o modelo mais conservador.

Desta forma, o custo de todo o conjunto de *dry-casks*, na sua parcela que depende do tempo de armazenamento inicial, na instalação pode ser definido de acordo com a equação (39).

$$C_{cask}(t) = P_c N_{cask} V_c, \quad (39)$$

onde P_c é o preço por volume unitário de concreto e V_c o volume de concreto utilizado em um *cask*. Analisando V_c , obtemos a equação (40).

$$C_{cask}(t) = P_c N_{cask} \{ \pi [r + Lc(t)]^2 [h_{EC} + 2Lc(t)] - V_{TF} \} \quad (40)$$

5.3 AVALIAÇÃO DA ESPESSURA DE CONCRETO DO OVERPACK

No cálculo da taxa de dose para avaliação da espessura de concreto do *overpack*, foi utilizado o MCNP. O texto do arquivo de input, contendo as informações necessárias para rodar o código, encontra-se no Anexo 4. Alguns dos dados de entrada, como a espessura de concreto, são inseridos automaticamente por uma rotina do MATLAB® (MathWorks, 2017) e são apresentados no arquivo como “xx”. A geometria utilizada como dado de entrada pelo MCNP é descrita a seguir.

Conforme descrito anteriormente, foi considerado para este trabalho um termo-fonte aproximado para um cilindro com 60,71 cm de raio e 4 m de altura. Para esta análise o raio foi aproximado para 60 cm. Para esta célula cilíndrica, foi utilizado como material o ar. Esta adoção torna a análise mais conservadora.

Para que seja possível representar todos os radionuclídeos presentes no combustível irradiado, é necessário que seja informada ao MCNP a porcentagem mássica de cada um deles, assim como as energias dos fótons e dos nêutrons deles emitidos. Estes valores são função do tempo que os EC ficam armazenados na piscina, e, desta forma, cada execução do MCNP, para um determinado tempo de armazenamento e uma determinada espessura de blindagem, exige a criação de um novo arquivo *input* com as novas informações de entrada.

Como simplificação, foi decidido, para este trabalho, que a fonte seria modelada somente com a massa de Césio-137 presente no combustível irradiado. O Césio-137 foi escolhido para representar a fonte deste exemplo por se tratar de um radionúclideo com meia-vida longa (~30 anos), cuja cadeia de decaimento resulta na emissão de um fóton (gama) com energia de 0,6617 MeV e probabilidade de ocorrência de 80,6% (94,7% de probabilidade de decaimento para o Bário-137 em um estado excitado e 85,1% de probabilidade de emissão de um fóton pelo Bário-137 excitado) por decaimento. Esta energia é razoavelmente alta e permite que a simulação acompanhe a história das partículas através da espessura de blindagem até o detector posicionado no exterior do *cask*. A Figura 22 apresenta o esquema de decaimento do Césio-137.

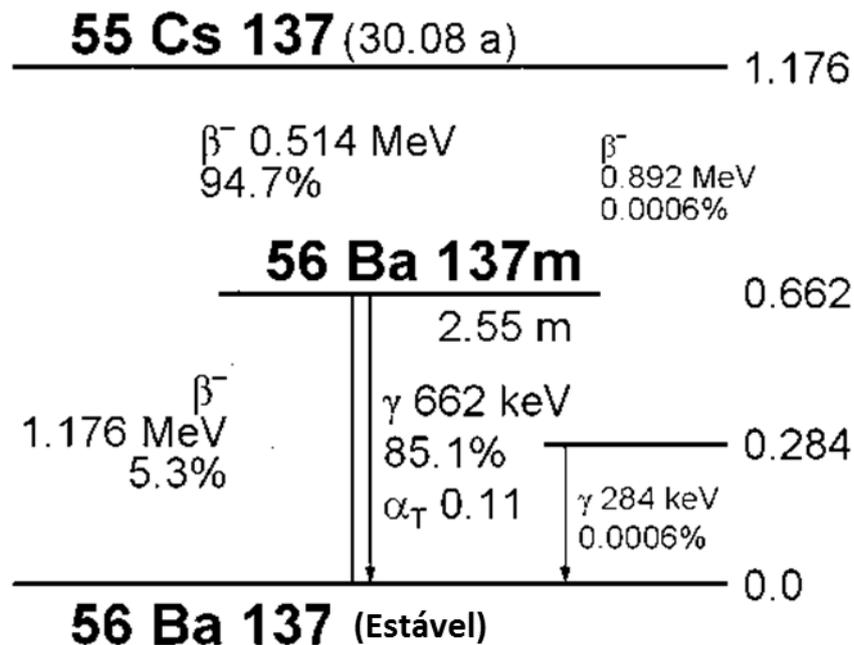


Figura 22 - Esquema de decaimento do Césio-137 (Adaptado de Decay Schemes, 2018)

A Tabela 9 apresenta a atividade e a massa de Césio-137 presentes no combustível irradiado, extraídos das tabelas dos anexos 2 e 3, para os tempos de resfriamento contemplados em USNRC (2015).

Tabela 9 - Atividade e Massa de Cs-137 no combustível irradiado por MTU de UO₂ (adaptado de USNRC, 2015)

Cs-137 - PWR-3 (47 GWd/MTU)		
Resfriamento	Atividade (Ci/MTU)	Massa (g/MTU)
5 horas	1,48E+05	1,71E+03
1 dia	1,48E+05	1,71E+03
90 dias	1,47E+05	1,70E+03
1 ano	1,45E+05	1,67E+03
5 anos	1,32E+05	1,52E+03
10 anos	1,18E+05	1,36E+03
50 anos	4,68E+04	5,39E+02
100 anos	1,48E+04	1,71E+02
200 anos	1,48E+03	1,71E+01

Para a massa total de UO₂ inicial de 9,4 MTU armazenada em um *cash*, temos os valores apresentados na Tabela 10.

Tabela 10 - Atividade e Massa de Cs-137 no combustível irradiado armazenado no *dry-cash*

Resfriamento	Atividade (Ci)	Atividade (Bq)	Massa (g)
5 horas	1,39E+06	5,14E+16	1,61E+04
1 dia	1,39E+06	5,14E+16	1,61E+04
90 dias	1,38E+06	5,11E+16	1,60E+04
1 ano	1,36E+06	5,03E+16	1,57E+04
5 anos	1,24E+06	4,59E+16	1,43E+04
10 anos	1,11E+06	4,11E+16	1,28E+04
50 anos	4,40E+05	1,63E+16	5,07E+03
100 anos	1,39E+05	5,14E+15	1,61E+03
200 anos	1,39E+04	5,14E+14	1,61E+02

Para este exemplo, será considerado que a remoção dos elementos combustíveis da piscina só será possível após 1 ano de resfriamento inicial. O tempo inicial de resfriamento também é limitado pelo período de vida útil da central, ou seja, 60 anos.

Ao redor da fonte, é modelado um cilindro vazado, com raio interno igual ao raio da fonte, e raio externo determinado pela espessura de concreto avaliada pelo algoritmo de otimização. Esta espessura deverá ser a mínima necessária para que o limite de taxa de dose em um ponto a 1 metro da sua superfície seja respeitado. O material adotado para esta célula é o concreto comum. Também são simuladas tampas de concreto, nas partes superior e inferior do *cask*, com a mesma espessura do cilindro ao redor da fonte. O material adotado para esta célula (cilindro externo em conjunto com as duas tampas) é o concreto comum.

Para definir o universo em estudo, foi definida mais uma célula cilíndrica cujo material é o ar, com raio de 5 m e altura de 10 m. A superfície inferior deste cilindro fica posicionada adjacente à superfície inferior do cilindro de concreto.

Uma célula vazia foi definida ao redor do cilindro maior, delimitando a área onde termina o problema e além dos limites da qual é considerada a fuga de fótons.

As Figuras 23 e 24 apresentam a geometria do problema, conforme apresentada pelo software de visualização VISED. A célula 1 representa a parte interna do *cask*, onde fica localizada a fonte, a célula 2 representa a camada de concreto do *overpack*, a célula 3, o universo em estudo e a célula 4 representa o vazio que delimita a região de estudo do problema.

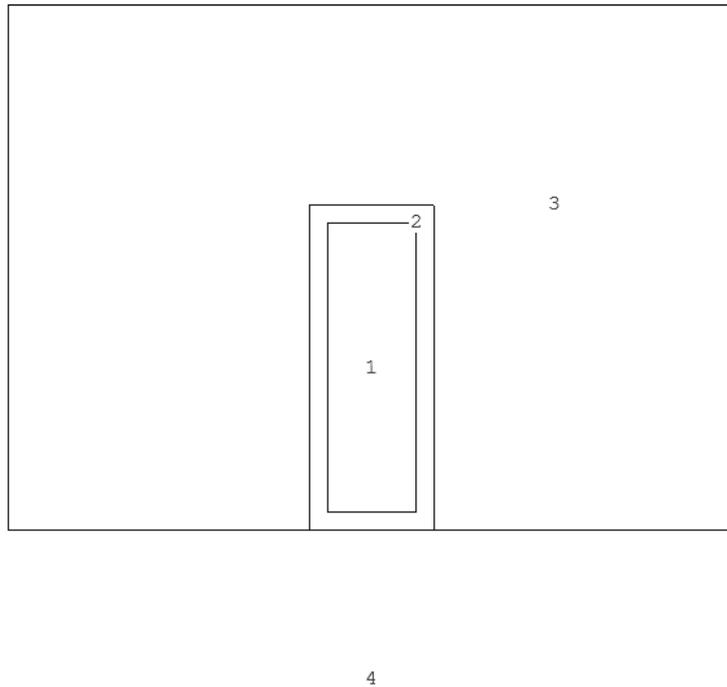


Figura 23 - Captura de tela do VISED, representando a geometria do exemplo (corte no plano XZ)

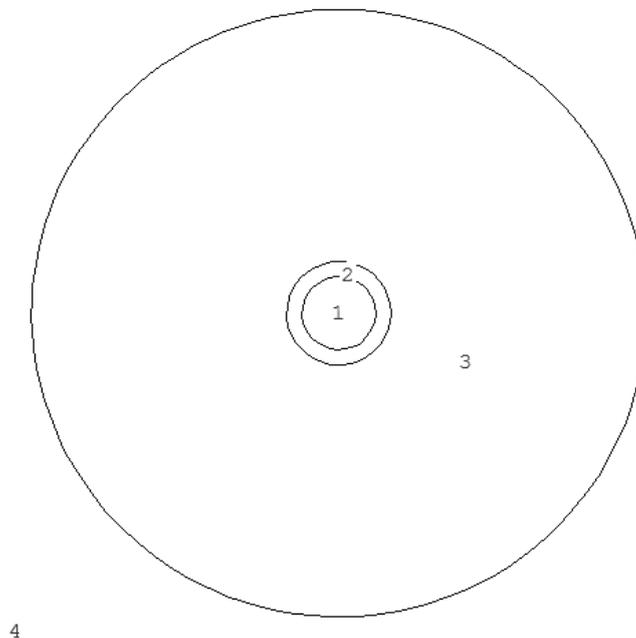


Figura 24 - Captura de tela do VISED, representando a geometria do exemplo (corte no plano XY)

Para avaliar a taxa de dose em função da espessura de concreto, foi criada uma *tally* do tipo F5, neste caso um detector em anel, centralizado no eixo Z, com raio igual a 1 m somado ao raio da superfície do *cask*. Este tipo de *Tally* determina o fluxo de radiação em um ponto, cuja unidade é quantidade de radiação/cm². O detector em anel

equivale a um detector pontual, com o diferencial de que, para problemas com simetria radial, os valores são amostrados em qualquer um dos pontos do anel, aumentando a eficiência computacional da simulação (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2003).

Através de cartões DE e DF, são aplicados coeficientes de conversão para que o valor obtido no detector seja apresentado na forma de equivalente de dose ambiente $H^*(d)$, em pSv . Esse valor é apresentado por decaimento na fonte, portanto, para obter-se a taxa de dose, deve-se multiplicar a atividade da fonte, em Bq, para um determinado tempo de resfriamento inicial, pelo valor apresentado no detector (Botelho, 2018).

Conforme descrito na revisão bibliográfica realizada para esta tese, com base na norma 10 CFR parte 72, no passado foram aceitos *casks* que resultavam em taxas de dose entre 0,2 mSv/hora e 4 mSv/hora, dependendo das características da instalação de armazenamento e da taxa de ocupação da área por trabalhadores. Ambos os valores foram utilizados em uma análise de sensibilidade do algoritmo de otimização.

Como o algoritmo de otimização busca a melhor solução para a espessura de concreto, que atenda o limite de dose estabelecido, e como para cada valor de espessura é necessário executar o MCNP novamente, para este trabalho, optou-se por elaborar uma tabela, onde os valores de dose, para uma fonte referência com atividade de 1 Bq, medidos a 1 metro da superfície do *cask* são apresentados em função da espessura de concreto. Foi estabelecido que a espessura de concreto para esta tabela seria variada de 10 cm a 50 cm, em incrementos de 10 cm. Valores intermediários foram obtidos por interpolação linear (*Encyclopedia of Mathematics*, 2018).

Foi observado, durante a elaboração do arquivo de entrada para o MCNP, que, dependendo da espessura de concreto, seriam necessários diferentes números de histórias para se atingir o erro relativo máximo para que valor medido pelo detector pudesse ser considerado confiável. De acordo com o manual do MCNP, para a um *tally* do tipo F5, o valor é de 0,05 (X-5 MONTE CARLO TEAM, 2003), porém, devido a restrições dos recursos disponíveis para este trabalho, não foi possível atingir o valor recomendado. No entanto, como os valores obtidos encontram-se dentro da faixa esperada de ordem de grandeza, foi decidido que eles poderiam ser usados para o exemplo de aplicação da metodologia. Em um estudo de caso real, porém, os dados obtidos por uma simulação para cálculo de dose deverão possuir os seus erros relativos menores ou iguais ao limite recomendado pelo manual.

A Tabela 11 apresenta os resultados obtidos pelas simulações do MCNP.

Tabela 11 - Resultados do MCNP

Espessura de concreto (cm)	Dose por decaimento na fonte (pSv)	Erro relativo
10	5,36E-08	0,0109
20	2,18E-10	0,0495
30	6,36E-13	0,0712
40	1,86E-16	0,1721
50	1,90E-19	0,1095

5.4 REMOÇÃO DE CALOR RESIDUAL

A remoção de calor residual dos elementos combustíveis armazenados no interior dos *dry-casks* é feita de forma passiva por convecção, ou seja, através da circulação natural do ar nos dutos entre o MPC e o *overpack*, e por condução, através dos materiais estruturais que compõem o *cask*, para o meio ambiente. A Figura 25 apresenta uma descrição simplificada do processo de remoção de calor residual nos *dry-casks*.

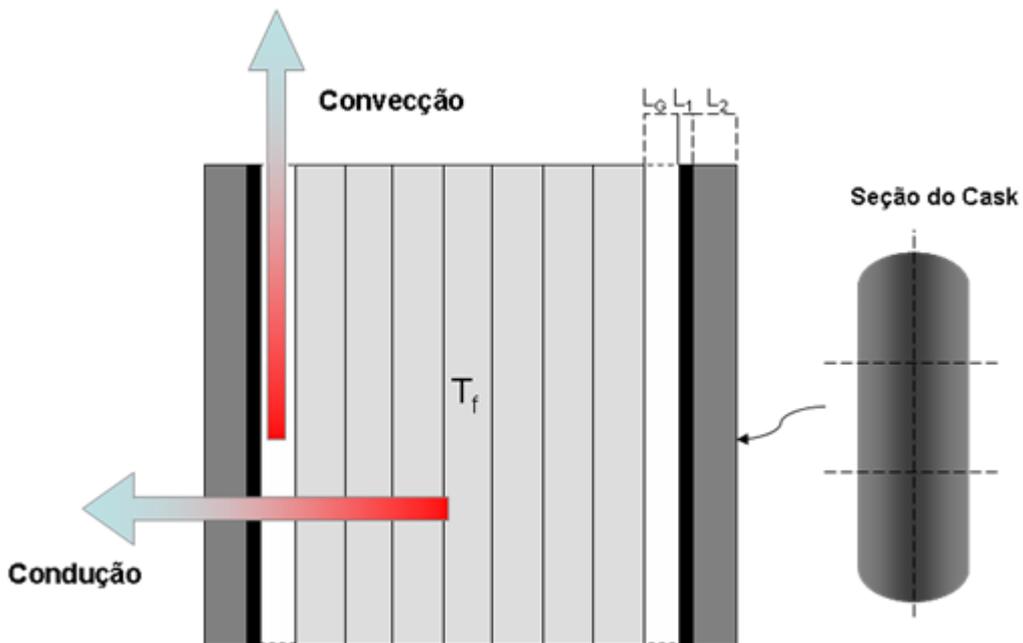


Figura 25 - Remoção de Calor Residual no *dry-cask*

O detalhamento deste processo, em geral, é feito através de modelos *CFD*. O objetivo destes trabalhos é estudar o comportamento dos materiais selecionados para a

composição do *dry-cask* e verificar se os mesmos cumprem os objetivos de resfriamento a serem desempenhados (Lee, 2004).

Para esta tese, não é considerado o processo de remoção de calor residual dos EC no interior do *cask* na otimização das espessuras dos materiais estruturais. Assume-se que os limites de temperatura de operação destes materiais serão sempre respeitados e que a capacidade de remoção de calor passiva por convecção e condução é suficiente para que tais limites não sejam ultrapassados.

Em um caso real, a análise da remoção de calor residual deve ser utilizada para o cálculo das restrições aplicadas ao problema de otimização, o que pode resultar em uma solução ótima onde o calor residual dos EC ainda é muito alto e ultrapasse a capacidade de remoção de calor do *cask* e os limites de temperatura dos seus materiais estruturais. Neste caso a solução seria descartada e o código buscaria uma solução ótima que não ferisse as restrições impostas.

5.5 VALORES DE CUSTO UNITÁRIO

Nesta etapa, deve ser conduzida a pesquisa de mercado para obtenção dos valores para o custo de armazenamento por EC na piscina (P_{EC}) e para o volume unitário de concreto P_c . Para este exemplo, diversos valores arbitrários para estes custos unitários foram utilizados, como parte de uma análise de sensibilidade.

5.6 OTIMIZAÇÃO POR ALGORITMO GENÉTICO UTILIZANDO A FERRAMENTA MATLAB®

Uma vez de posse das informações apresentadas nos Capítulos 4 e 5 e dos modelos desenvolvidos para estimar o custo dos *dry-casks* e da piscina, o próximo passo é o desenvolvimento do algoritmo de otimização por algoritmo genético (Goldberg, 1989).

O software MATLAB® oferece ferramentas ou *toolboxes* que trazem funções e algoritmos para solução de problemas de diversas áreas como engenharia, matemática e finanças, entre outras. Dentre essas *toolboxes* encontram-se duas cujo objetivo é a solução ótima de problemas. São elas “*Optimization Toolbox*” e “*Global Optimization Toolbox*” (MathWorks, 2017).

A *Global Optimization Toolbox* traz a função *ga* (*Genetic Algorithm*) que, a partir dos argumentos fornecidos, utiliza um algoritmo genético para calcular o valor mínimo para uma função *fitness*. Os argumentos necessários para que o algoritmo possa ser executado são a própria função *fitness*; o número de variáveis; os limites inferiores e superiores das variáveis, entre os quais o algoritmo fará a sua busca; as restrições, que podem ser igualdades ou desigualdades lineares ou não-lineares; e os índices das variáveis que são inteiras (MathWorks, 2017).

A função *fitness* foi empregada conforme a equação (41):

$$CustoTotal(t, esp) = cask(esp) + piscina(t), \quad (41)$$

onde:

t – tempo de armazenamento inicial;

esp – espessura de concreto do *cask* em cm;

$cask(esp)$ – custo total do conjunto de *casks* utilizados durante a vida útil da central, em função da espessura de concreto; e

$piscina(t)$ – custo da piscina, em função do tempo de resfriamento inicial em meses.

O intervalo de busca para as variáveis foi limitado entre 12 meses a 720 meses (1 ano a 60 anos) para o tempo de resfriamento e entre 100 mm e 500 mm para a espessura de concreto. A variável esp foi definida como real, já a variável t foi definida como inteira.

A função $cask(esp)$ executa uma rotina que calcula o volume total de concreto, em m³, para o conjunto total de *casks*, em função da espessura de blindagem, e o multiplica pelo valor unitário por m³ de concreto.

A função $piscina(t)$ executa uma rotina que calcula a ocupação máxima da piscina, em número de elementos combustíveis armazenados, em função do tempo de resfriamento inicial, e o valor obtido é multiplicado pelo custo unitário por armazenamento de um elemento combustível na piscina. Esta função também gera um gráfico que apresenta a ocupação da piscina a cada ano de operação, para um determinado tempo inicial de resfriamento.

Foram criadas duas funções que interpolam os valores para a atividade da fonte em função do tempo de resfriamento inicial, e da dose por decaimento na fonte em função da espessura de concreto. Estas funções utilizam como referência a Tabela 10 e os valores obtidos pelo MCNP, apresentados na Tabela 11. Para este exemplo, o método escolhido foi a interpolação linear, conforme apresentado na seção 2.8.

A Figura 26 apresenta em forma de gráfico os valores obtidos pela interpolação linear (*Encyclopedia of Mathematics*, 2018) da atividade da fonte de Cs-137 em função do tempo de resfriamento inicial, obtida através da função *interp1* (MathWorks, 2017).

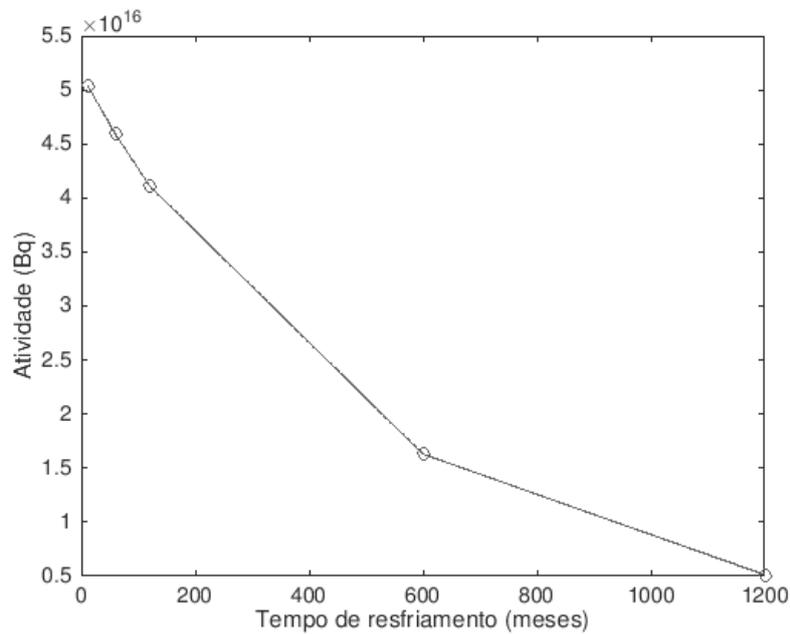


Figura 26 - Valores linearmente interpolados para a atividade de Cs-137 em função do tempo de resfriamento inicial

A Figura 27 apresenta, também em forma de gráfico, os valores obtidos pela interpolação linear (*Encyclopedia of Mathematics*, 2018) para as doses medidas no detector, por decaimento na fonte, em função da espessura de concreto do *cas*k; utilizando a função *interp1* (MathWorks, 2017).

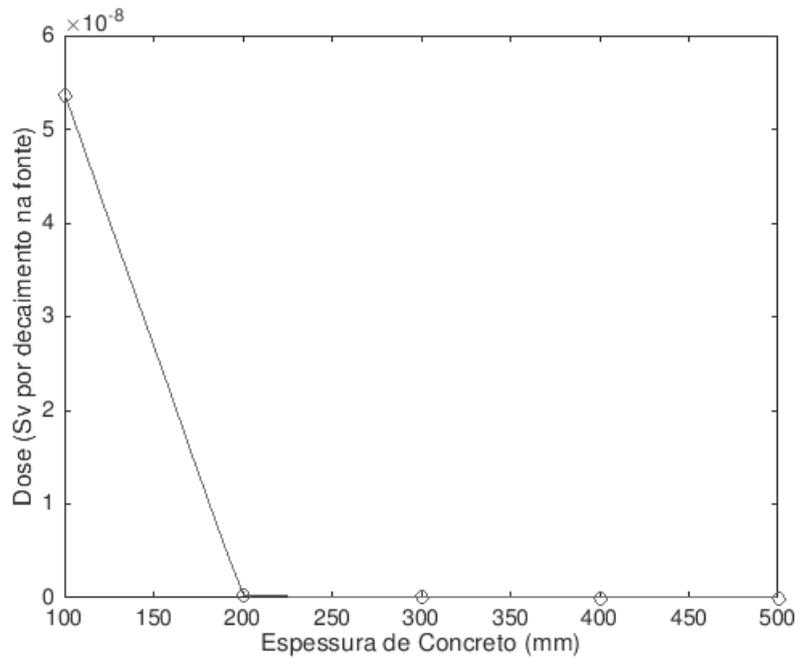


Figura 27 - Dose medida no detector por decaimento na fonte em função da espessura de concreto do cask

Também é utilizada uma função que calcula a taxa de dose em Sv/h, utilizando os resultados do MCNP, obtidos em pSv por decaimento, e a atividade da fonte em função do tempo de resfriamento inicial. Considera-se também a probabilidade de decaimento através de radiação gama. A conversão é feita da forma apresentada pela equação (30):

$$D(esp, t) = D_{MCNP}(esp) \times AtBq(t) \times 0,806 \times 3600 \times 10^{-12}, \quad (30)$$

onde:

$D(esp, t)$ – Taxa de dose no ponto a 1 metro da superfície do cask em função da espessura de concreto e do tempo de resfriamento inicial em Sv/h;

$D_{MCNP}(esp)$ – Dose por decaimento na fonte, conforme simulado pelo MCNP, em função da espessura de concreto, em pSv. Este valor pode ter sido interpolado na etapa anterior; e

$AtBq(t)$ – Atividade da fonte em função do tempo de resfriamento inicial, em Bq, ou seja decaimentos por segundo.

Esta função foi integrada à função *fitness* como uma restrição para o algoritmo genético, conforme o código apresentado em linguagem computacional MATLAB® (Mathworks, 2017) na Figura 28.

```
function f = CustoTotal(x)
t=x(1);
esp=x(2);
D=DMCNP(esp)*AtBq(t)*0.806*3600/1000000000000;

if (D-0.0002)>0
    f=((D-0.0002)*10000)+10;
else
    f= (cask(esp)+piscina(t))/10^6;
end
end
```

Figura 28 - Código em linguagem MATLAB® para o cálculo da função fitness

Ou seja, caso a taxa de dose no detector seja maior que o limite estabelecido, no caso 0,2 mSv/h, a função fitness recebe um valor acrescido de uma penalidade que aumenta de acordo com o quão maior o valor é com relação limite de taxa de dose. Desta forma, o algoritmo genético reconhece que candidatos cujos valores de taxa de dose são mais próximos do limite são mais adequados à solução do problema. Já quando o valor da taxa de dose é inferior ao limite estabelecido, a função fitness recebe o valor do próprio custo dividido por uma constante que valorize os candidatos cujo custo total é mais baixo. Essa constante e as penalidades foram ajustadas experimentalmente de forma a tornar a busca mais eficiente.

Os parâmetros utilizados para a execução do algoritmo genético são listados na Tabela 12.

Tabela 12 - Parâmetros do algoritmo genético

Função <i>fitness</i>	CustoTotal
Número de variáveis	2
Limites inferiores	[12 100]
Limites superiores	[720 500]
Índice das variáveis inteiras	[1]
Tamanho da população	50
Função de criação	Distribuição uniforme
População inicial	Aleatória
Função de escalonamento	Ranking
Função de seleção	Roleta
Fração de elitismo	5% da população
Fração de <i>crossover</i>	80%
Função de mutação	Exequível adaptável

A fração de *crossover* determina quantos dos indivíduos da próxima geração, excetuando-se aqueles que foram selecionados pelo elitismo, irão ser gerados pela operação de cruzamento (MathWorks, 2017).

A função de mutação exequível adaptável é a função padrão para o algoritmo genético do MATLAB® quando o problema possui restrições, como é o caso. Esta função gera direções aleatórias que são adaptáveis com relação à última geração bem-sucedida ou malsucedida. A função escolhe um passo que satisfaça as restrições do problema (MathWorks, 2017).

Os critérios de parada utilizados na execução do algoritmo genético são listados na Tabela 13.

Tabela 13 - Critérios de parada do algoritmo genético

Gerações	200
Tempo	Infinito
Limite da <i>fitness</i>	Sem limite
Gerações sem mudança	50
Tempo limite sem mudança	Infinito
Teste de mudança	Média
Tolerância da <i>fitness</i>	0
Tolerância das restrições	0

Os parâmetros apresentados na Tabela 12 foram selecionados experimentalmente, de forma que a performance do algoritmo fosse a melhor possível, alcançando o resultado desejado com menor tempo computacional.

Já os critérios de parada foram selecionados de forma que o algoritmo pudesse encontrar a melhor solução antes de ser interrompido. Em todas as rodadas, o algoritmo parou após atendimento ao teste de mudança na média da *fitness* do melhor indivíduo nas últimas gerações, que deveria ser mantida constante por 50 gerações para que o critério de parada fosse atendido.

5.7 RESULTADOS

Para avaliar o comportamento do algoritmo de otimização, assim como os efeitos de mudanças nos parâmetros de entrada do problema no resultado obtido pelo algoritmo, uma análise de sensibilidade simples foi realizada. Para isso, cada um dos valores de limite de taxa de dose e de preços unitários para armazenamento na piscina por elemento combustível e de metro cúbico de concreto foi variado em relação aos demais.

A Tabela 14 apresenta a análise de sensibilidade dos resultados do algoritmo para a fonte composta somente por Cs-137, para um limite de taxa de dose de 0,2 mSv/h e para 4 mSv/h. Os preços unitários são medidos em Unidades Monetárias (U.M.) e são apresentados em um intervalo no qual mudanças nos resultados podem ser observadas.

Tabela 14 - Análise de sensibilidade do algoritmo de otimização usando Cs-137 como fonte

Limite de taxa de dose: 0,2 mSv/h		Custo por m ³ de concreto (U.M.)					
		100		1000		10000	
		Tempo ótimo (meses)	Espessura de concreto (mm)	Tempo ótimo (meses)	Espessura de concreto (mm)	Tempo ótimo (meses)	Espessura de concreto (mm)
Custo de armazen. inicial por EC (U.M.)	1	13	299,660	720	298,034	720	298,034
	10	13	299,660	13	299,660	720	298,034
	20	13	299,660	13	299,660	720	298,034
	25	13	299,660	13	299,660	720	298,034
	26	13	299,660	13	299,660	13	299,660
	27	13	299,660	13	299,660	13	299,660
	28	13	299,660	13	299,660	13	299,660
30	13	299,660	13	299,660	13	299,660	
Limite de taxa de dose: 4 mSv/h		Custo por m ³ de concreto (U.M.)					
		100		1000		10000	
		Tempo ótimo (meses)	Espessura de concreto (mm)	Tempo ótimo (meses)	Espessura de concreto (mm)	Tempo ótimo (meses)	Espessura de concreto (mm)
Custo de armazen. inicial por EC (U.M.)	1	720	255,115	720	255,115	720	255,115
	10	13	287,635	720	255,115	720	255,115
	50	13	287,635	13	287,635	720	255,115
	100	13	287,635	13	287,635	720	255,115
	250	13	287,635	13	287,635	720	255,115
	500	13	287,635	13	287,635	13	287,635
	750	13	287,635	13	287,635	13	287,635
1000	13	287,635	13	287,635	13	287,635	

Analisando os resultados, é perceptível que, para que o algoritmo trabalhe em uma faixa onde mudanças no resultado possam ser observadas, o preço unitário do metro cúbico de concreto deve ser mais alto do que o custo para o armazenamento de um elemento combustível na piscina. Isso é uma consequência da simplificação do modelo de *dry-cask* usado para este exemplo, uma vez que em um projeto real, existem outras características que dependem dos parâmetros do combustível irradiado que variam com o tempo de resfriamento inicial, como, por exemplo, materiais para a blindagem de nêutrons e funcionalidades para remoção passiva de calor residual.

Além disso, é observado que o cenário deste exemplo é mais sensível a mudanças na espessura de blindagem de concreto do que a mudanças no tempo de resfriamento inicial. Isso pode ser explicado pela escolha de usar apenas o Cs-137 como fonte, uma vez que este isótopo possui uma meia-vida longa (aproximadamente 30 anos), e mudanças na sua atividade são mais notáveis em longo prazo. Da mesma forma, quanto mais alto o limite de taxa de dose, menor será o incremento ou decréscimo necessário na espessura de blindagem para compensar mudanças no tempo inicial de resfriamento.

Comparando os valores da função *fitness* para um limite de taxa de dose de 0,2 mSv/h, custo do metro cúbico de concreto de 10000 U.M. e de 26 U.M. para o armazenamento de um EC na piscina nas condições limites, ou seja, tempos de armazenamento inicial de 13 meses e 720 meses, podemos observar que a diferença é baixa com relação ao valor total do custo. Essa baixa diferença faz com que o algoritmo genético tenha dificuldade em encontrar o valor mínimo global. Este detalhamento é apresentado na Tabela 15.

Tabela 15 - Análise da função *fitness* para o cenário com limite de taxa de dose de 0,2 mSv/h

0,2 mSv/h - 10000 U.M. / m ³ de Concreto - 26 U.M. / EC na piscina		
Tempo de resf. inicial (meses)	Espessura de concreto (mm)	Custo total (U.M)
13	299,660	13.928.475,23
720	298,034	13.927.246,32
Diferença		1.228,91

Para estudar como o algoritmo se comporta quando uma fonte com uma curva mais íngreme de decaimento da sua atividade é utilizada, uma segunda análise de sensibilidade foi realizada, utilizando uma fonte adaptada com as características de decaimento do Cs-137 (i.e. um fóton com energia de 0,6617 MeV) e a atividade em vários tempos de resfriamento inicial para toda a composição do combustível irradiado, obtido de USNRC (2015). De forma alguma esta adaptação da fonte tem como objetivo representar a fonte que existiria em um caso real, mas a nova fonte é útil como uma

ferramenta para avaliar a sensibilidade do algoritmo de otimização, uma vez que ela possui uma curva mais acentuada de decréscimo da sua atividade quando comparada à fonte composta apenas de Cs-137. A Tabela 5, apresentada no Capítulo 4, apresenta os valores utilizados para esta análise.

A Figura 29 apresenta os valores interpolados linearmente para a atividade total da fonte adaptada em função do tempo de resfriamento inicial.

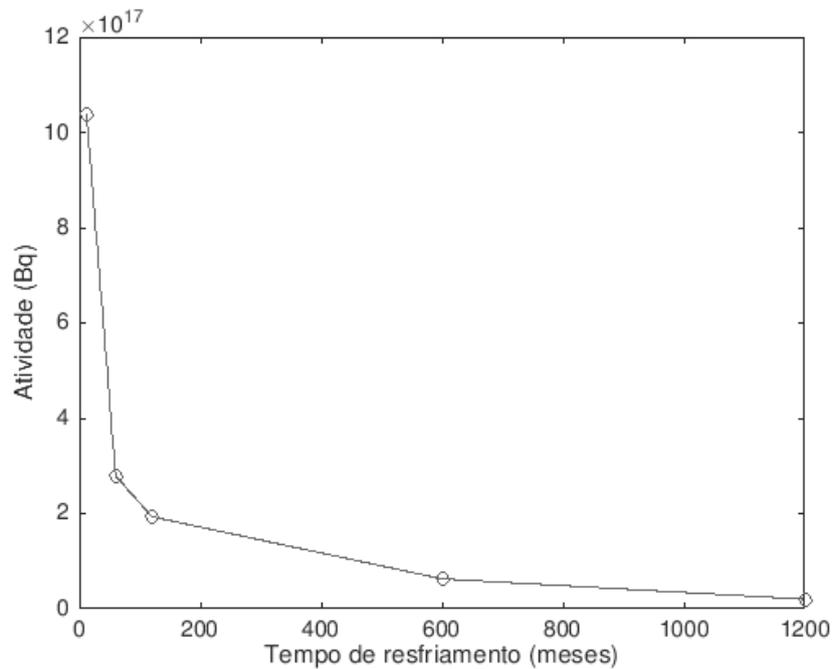


Figura 29 - Valores linearmente interpolados para a atividade da fonte adaptada em função do tempo de resfriamento inicial

A Tabela 16 apresenta a análise de sensibilidade para o algoritmo genético usando ambos os limites de dose de 0,2 mSv/h e 4 mSv/h, mais uma vez apresentada em intervalos de preço unitário de concreto e de armazenamento por elemento combustível na piscina nos quais mudanças nos resultados possam ser observadas.

Tabela 16 - Análise de sensibilidade do algoritmo de otimização usando a fonte adaptada

Limite de taxa de dose: 0,2 mSv/h		Custo por m ³ de concreto (U.M.)					
		100		1000		5000	
		Tempo ótimo (meses)	Espessura de concreto (mm)	Tempo ótimo (meses)	Espessura de concreto (mm)	Tempo ótimo (meses)	Espessura de concreto (mm)
Custo de armazen. inicial por EC (U.M.)	0,5	433	300,000	720	299,709	720	299,709
	1	433	300,000	601	299,788	720	299,709
	25	121	343,877	433	300,000	433	300,000
	50	61	360,956	433	300,000	433	300,000
	75	61	360,955	433	300,000	433	300,000
	100	13	389,405	433	300,000	433	300,000
	500	13	389,405	61	360,956	433	300,000
	1000	13	389,405	13	389,405	121	343,877
Limite de taxa de dose: 4 mSv/h		Custo por m ³ de concreto (U.M.)					
		100		1000		5000	
		Tempo ótimo (meses)	Espessura de concreto (mm)	Tempo ótimo (meses)	Espessura de concreto (mm)	Tempo ótimo (meses)	Espessura de concreto (mm)
Custo de armazen. inicial por EC (U.M.)	1	720	288,610	720	288,610	720	288,610
	10	13	299,670	720	288,610	720	288,610
	50	13	299,670	13	299,670	720	288,610
	75	13	299,670	13	299,670	613	290,050
	90	13	299,670	13	299,670	121	297,002
	100	13	299,670	13	299,670	61	298,003
	200	13	299,670	13	299,670	13	299,670
	250	13	299,670	13	299,670	13	299,670

Como pode ser observado, a utilização de uma fonte com uma curva mais acentuada de decréscimo de sua atividade permite que mudanças nos resultados sejam mais nítidas.

Também é possível inferir que a função *fitness* possui muitos pontos mínimos locais, que correspondem aos pontos onde a taxa de dose no detector é a mais próxima, mas não superior, ao limite de taxa de dose normativo. O que determina se um mínimo local é melhor que outro é a relação entre os preços unitários de concreto e armazenamento por EC na piscina.

Outras informações importantes, como a taxa de dose a 1 m da superfície do *cask* e a capacidade mínima necessária da piscina podem ser então obtidas para os valores ótimos de um determinado cenário de limite de taxa de dose, configuração da fonte e valores unitários de concreto e armazenamento de EC na piscina. Por exemplo, utilizando a fonte adaptada descrita anteriormente, um limite de taxa de dose de 4 mSv/h e preços unitários de 5000 U.M. para o metro cúbico de concreto e 90 U.M. para o armazenamento de um EC na piscina, são obtidos os valores apresentados na Tabela 17.

Tabela 17 - Parâmetros associados a um exemplo de resultado ótimo

Fonte	Adaptada
Limite de taxa de dose	4 mSv/h
Custo do metro cúbico de concreto	5000 U.M.
Custo de armazenamento da piscina por EC	90 U.M.
Tempo de resfriamento inicial ótimo	121 meses
Espessura de blindagem ótima	297,002 mm
Capacidade mínima da piscina	400 EC
Custo da piscina	3600 U.M.
Taxa de dose a 1 metro da superfície do <i>cask</i>	4 mSv/h
Volume de concreto para todo o conjunto de <i>casks</i>	11,15 m ³
Custo do conjunto de <i>casks</i>	6,9126 x 10 ⁶ U.M.

A Figura 30 apresenta a ocupação da piscina de elementos combustíveis para este cenário. Após a piscina atingir a ocupação máxima ótima, sua ocupação passa a ser constante, uma vez que o tempo ótimo para a retirada do combustível para o *cask* coincide com o mês de recarga da central.

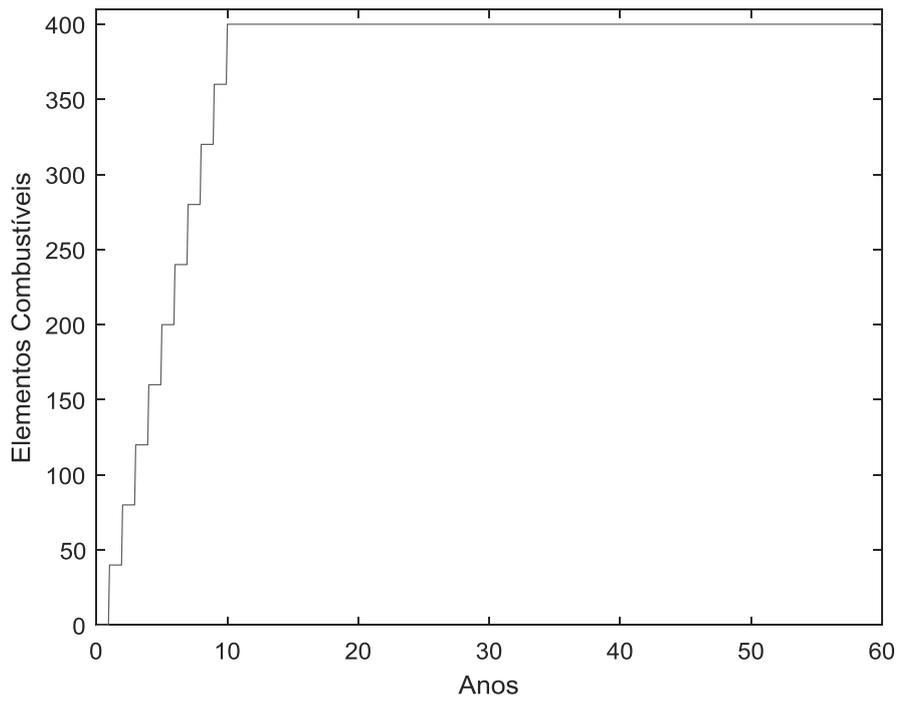


Figura 30 - Ocupação da piscina

CAPÍTULO 6

CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES

A presente tese teve como objetivo delinear uma proposta para a otimização do gerenciamento dos elementos combustíveis irradiados gerados em uma central nucleoeletrica. Não é a intenção que os resultados obtidos pelo exemplo de aplicação apresentado sejam aplicados diretamente ao projeto de um empreendimento nuclear, e sim que sejam demonstradas as etapas que, com o detalhamento necessário, aplicadas a um novo empreendimento, permitam a redução do seu investimento inicial, ajudando a energia nuclear a se tornar uma escolha mais competitiva.

A metodologia de otimização proposta deve ser executada na fase de projeto de uma nova central, a fim de que o dimensionamento da sua piscina de elementos combustíveis seja feito da forma mais eficiente possível, assim como possa ser feito o planejamento para a aquisição dos *dry-casks* que serão utilizados durante a sua vida útil.

Como pôde ser observado na revisão bibliográfica, existem grandes incertezas durante a operação de centrais nucleares. Decisões políticas e financeiras, assim como eventos imprevistos como, por exemplo, acidentes que alterem a percepção do público e dos operadores, podem provocar mudanças na política de gerenciamento de combustível irradiado adotada por uma nação.

Caso um operador opte por otimizar o tamanho da piscina de uma nova central adotando o uso de *dry-casks* conforme proposto por esta tese, deverão haver garantias de que o planejamento inicial seja observado durante toda a sua vida útil. Caso contrário, problemas como, por exemplo, a falta de recursos para aquisição dos *casks* em algum momento durante a operação, podem fazer com que a capacidade da piscina para armazenamento inicial se esgote, o que pode exigir que a central seja desligada até que a aquisição dos *dry-casks* possa ser realizada.

Da mesma forma, é possível que a evolução tecnológica durante os anos de operação da central traga melhorias nos projetos de *dry-casks*, o que poderia torná-los opções com custo mais vantajoso do que eram no momento da definição do plano de gerenciamento de combustível irradiado.

Durante o desenvolvimento do trabalho, foi observado que esta é uma tarefa que demanda conhecimentos de diversas áreas da engenharia nuclear. Como exemplo, pode-

se citar a física de reatores, na etapa onde se determina o inventário isotópico dos elementos combustíveis retirados do reator, a termo-hidráulica, no cálculo da remoção de calor residual, a proteção radiológica, no cálculo da espessura de blindagem necessária no projeto dos *casks*, a análise de segurança, no cumprimento das normas estabelecidas pelos órgãos reguladores, e a área de fatores humanos, na elaboração do algoritmo de otimização.

Desta forma, fez-se necessário que algumas simplificações fossem realizadas, permitindo o desenvolvimento do trabalho utilizando-se os recursos disponíveis.

Como sugestão para trabalhos futuros, é apresentada a seguir uma lista de pontos que poderão ser estudados com maior nível de detalhamento do que aquilo que foi apresentado no exemplo desta tese:

- Utilização de dados de inventário isotópico de elementos combustíveis simulados por códigos de física de reatores específicos para uma determinada central;
- Inclusão da influência dos nêutrons no cálculo da blindagem;
- Inclusão das camadas de aço inoxidável e de ar no cálculo da blindagem dos *casks*, tornando o modelo menos conservador;
- Aproximação mais realista da geometria e da composição da fonte armazenada nos *casks*;
- Aplicação de técnicas de redução de variância, a fim de se reduzir o tempo computacional gasto para cada execução do MCNP;
- Análise da remoção de calor residual dos elementos combustíveis irradiados integrada ao algoritmo de otimização, para estabelecimento das restrições de temperatura dos materiais estruturais do *cask*; e
- Pesquisa de mercado para a utilização de valores realistas para os custos dos materiais do *cask* e custo de construção da piscina por EC armazenado.

CAPÍTULO 7 REFERÊNCIAS

- ADE, B. J.; GAULD, I. C. **Decay heat calculations for PWR and BWR assemblies fueled with uranium and plutonium mixed oxide fuel using SCALE: ORNL/TM-2001/290**. Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 2011. 23 p.
- BAĆE, M.; GRGIĆ, D.; PEVEC, D. “Calculation of Spent Fuel Storage Cask Parameters”. In: **2nd Regional Meeting: Nuclear Energy in Central Europe**, Portorož, 1995, pp. 355-362.
- BOTELHO, M. H. D. S. **Metodologia Para Mapeamento 3D de Dose em um Depósito de Rejeitos Radioativos Utilizando MCNP e Redes Neurais**. 87 p. Dissertação (Mestrado em Engenharia Nuclear) - COPPE/UFRJ, Rio de Janeiro, 2018.
- BOWMAN, S. M.; LEAL, L. C.; HERMANN, O. W. *et al.* “ORIGEN-ARP, A Fast and Easy-to-Use Source Term Generation Tool”, **Journal of Nuclear Science and Technology**, Número 37, Suplemento 1, 2014, pp. 575-579.
- BROADHEAD, B. L.; TANG, J. S.; PARKS, C. V. “SAS1 and SAS4, Two New Shielding Analysis Sequences for Spent Fuel Casks”, In: **Proceedings of Seminar on SCALE-4 and Related Modular Systems for the Evaluation of Nuclear Fuel Facilities and Package Design Featuring Criticality, Shielding, and Heat Transfer Capabilities**, Gif-sur-Yvette, set. 1991.
- CHEN, A.Y.; CHEN, Y.F.; WANG, J.N. *et al.* “A comparison of dose rate calculations for a spent fuel storage cask by using MCNP and SAS4”, **Annals of Nuclear Energy**, Volume 35, Número 12, 2008, pp. 2296-2305.
- CINTRA, F. B., **Avaliação da Metodologia de Cálculo de Dose em Microdosimetria com Fontes de Eletrons com o Uso do Código MCNP5**. 116 p. Dissertação (Mestrado em Ciência de Tecnologia Nuclear) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo, 2010
- CNEN, Comissão Nacional de Energia Nuclear. **Licenciamento de Instalações Nucleares: NE 1.04**. [S.l.]: CNEN, 2002. 24 p.

CNEN, Comissão Nacional de Energia Nuclear. **Transporte, Recebimento, Armazenagem e Manuseio de Elementos Combustíveis de Usinas Nucleoelétricas**: NE 5.02. [S.l.]: CNEN, 2003. 26 p.

CNEN, Comissão Nacional de Energia Nuclear. **Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica**: NN 3.01. [S.l.]: CNEN, 2014. 22 p.

COMMITTEE ON THE SAFETY AND SECURITY OF COMMERCIAL SPENT NUCLEAR FUEL STORAGE, Board on Radioactive Waste Management. National Research Council of the National Academies. **Safety and Security of Commercial Spent Nuclear Fuel Storage**. Washington D.C.: The National Academies Press, 2006. 116 p.

COMMITTEE ON TRANSPORTATION OF RADIOACTIVE WASTE, Nuclear and Radiation Studies Board; Division on Earth and Life Studies; Transportation Research Board; National Research Council of the National Academies. **Going the Distance? The Safe Transport of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste in the United States**. Washington D.C.: The National Academies Press, 2006. 354 p.

COPPE, **Especificação Funcional do Sistema de Geração de Dados do Reator (GEDAR) do Código Nacional de Física de Reatores CNFR**, Programa de Engenharia Nuclear- COPPE/UFRJ, 2006

DECAY SCHEMES. Disponível em: https://www.nucleonica.com/wiki/index.php?title=Decay_Schemes#55_Cs_137_.28Z.3D55.2C_N.3D82.29>. Acesso em: 17 maio 2018.

ELETRONUCLEAR. Eletronuclear. **Central Nuclear de Angra dos Reis**. Disponível em: <http://www.eletronuclear.gov.br/Aempresa/CentralNuclear.aspx>>. Acesso em: 28 jan. 2018.

ELETRONUCLEAR. Eletronuclear. **Angra 1 – Informações Gerais / Histórico / Dados Básicos**. Disponível em: <http://www.eletronuclear.gov.br/AEmpresa/CentralNuclear/Informa%C3%A7%C3%B5esAngra1.aspx>>. Acesso em: 28 jan. 2018.

- ENCYCLOPEDIA OF MATHEMATICS, Linear Interpolation. Disponível em <http://www.encyclopediaofmath.org/index.php?title=Linear_interpolation&oldid=27068>. Acesso em: 02 ago. 2018.
- FUKUDA, K.; DANKER, W.; LEE, J. S.; *et al.* “IAEA Overview of Global Spent Fuel Storage”. In: **Storage of Spent Fuel from Power Reactors**, 2003, Viena. Conference & Symposium Papers... Viena: IAEA, 2003. pp. 3-11.
- GAO, Y.; HUGHES, C. R.; GREULICH, C. R. *et al.* “Radiation dose rate distributions of spent fuel dry casks estimated with MAVRIC based on detailed geometry and continuous-energy models”. **Annals of Nuclear Energy**, Gainesville, 2018, pp. 84-97.
- GLASSTONE, S.; SESONSKE, A. **Nuclear Reactor Engineering: Reactor Design Basics**. 4. ed. [S.l.]: Chapman & Hall, 1994. 486 p.
- GOLDBERG, D. E. **Genetic Algorithms in Search, Optimization, and Machine Learning**. 1. ed. Boston, Addison-Wesley Longman, 1989. 432 p.
- HAGHIGHAT, A., **Monte Carlo Methods for Particle Transport**, 1. ed., Boca Raton, CRC Press, 2014. 287 p.
- HÖGSELIUS, P. “Spent nuclear fuel policies in historical perspective: An international comparison”. **Energy Policy**, Stockholm, pp. 254-263, out. 2008.
- HOLTEC. Holtec International. **Final Safety Analysis Report on the HI-STORM 100 Cask System**. Marlton, 2010.
- HOLTEC. Holtec International. **Safety Analysis Report on the HI-STAR 100 CASK SYSTEM**. Marlton, 2010.
- IAEA. International Atomic Energy Agency. **Cost Analysis Methodology of Spent Fuel Storage**: Technical Report Series No. 361. Vienna: IAEA, 1994. 68 p.
- IAEA. International Atomic Energy Agency. **Optimization Strategies for Cask Design and Container Loading in Long Term Spent Fuel Storage**: IAEA-TECDOC-1523. Vienna: IAEA, 2006. 110 p.

- IAEA. International Atomic Energy Agency. **Operation and Maintenance of Spent Fuel Storage and Transportation Casks/Containers**: IAEA-TECDOC 1532. Vienna: IAEA, 2007. 130 p.
- IAEA. International Atomic Energy Agency. **Storage of Spent Nuclear Fuel**: Specific Safety Guide – SSG-15. Vienna: IAEA, 2012. 132 p.
- ICRP. International Commission on Radiological Protection. **The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection**: PUBLICATION 103. England: Elsevier, 2007. 35 p.
- ICRU. International Commission on Radiation Units and Measurements. **Radiation Quantities and Units**: Publication 33. Ann. ICRU 33. Washington: Elsevier, 1980. 25 p.
- INB. Indústrias Nucleares do Brasil. **Quantos elementos combustíveis são necessários para abastecer as usinas de Angra 1 e Angra 2? E qual é a característica desses combustíveis?** Disponível em: <<http://www.inb.gov.br/pt-br/Contato/Perguntas-Frequentes/Pergunta/Conteudo/quantos-elementos-combustiveis-sao-necessarios-para-abastecer?Origem=1104>>. Acesso em: 26 jan. 2018.
- KONAK, A.; COIT, D.; SMITH, A. “Multi-objective optimization using genetic algorithms: A tutorial”. **Reliability Engineering and System Safety**, United States, v. 91, n. 9, pp. 992-1007, jan. 2006.
- LEE, J.; BANG, K.; SEO, K. *et al.* “Thermal Analysis of a Storage Cask for 24 Spent PWR Fuel Assemblies”. In: **International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials**, 14., Berlin, 2004. Disponível em: <http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/37/088/37088784.pdf>. Acesso em: 22 ago. 2017.
- LEWIS, E. E. **Nuclear Power Reactor Safety**. United States: John Wiley and Sons, 1977. 644 p.
- LI, J., Liu, Y.Y., “Thermal modeling of a vertical dry storage cask for used nuclear fuel”, **Nuclear Engineering and Design**, Volume 301, 2016, pp. 74-88.

- MATHWORKS. The MathWorks, Inc. **MATLAB**. Version R2017b. Natick. 2017
- METROPOLIS, N., “The Beginning of the Monte Carlo Method” **Los Alamos Science**, 15, 1987, pp. 125-130
- MIRANDA, M. N., **Algoritmos Genéticos: Fundamentos e Aplicações**, Disponível em: < <http://www.nce.ufrj.br/GINAPE/VIDA/alggenet.htm>>. Acesso em: 04 jul. 2018.
- NEA. **QAD-CGGP-A, Fast Neutron, Gamma Penetration in Shields with Combinatorial Geometry**. Nuclear Energy Agency. Disponível em: <<http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/ccc-0645/>>. Acesso em: 21 jul. 2018
- SPANIER, J., GELBARD, E. M., **Monte Carlo Principles and Neutron Transport Problems**. Addison-Wesley Publishing Company, 1969, 234 p.
- SPENCER, K. Y., TSVETKOV, P. V., JARRELL, J. J., “Optimization of dry cask loadings for used nuclear fuel management strategies”, **Progress in Nuclear Energy**, Volume 108, 2018, pp. 11-25.
- TAUHATA, L.; SALATI; I. P. A.; DI PRINZIO, R. *et al.* **Radioproteção e Dosimetria: Fundamentos**. 10. ed. Rio de Janeiro: CNEN, 2014, 373 p.
- TODREAS, N.; K., Mujid S. **Nuclear Systems I: Thermal Hydraulic Fundamentals**. 1. ed. [S.l.]: Taylor & Francis, 1993, 705 p.
- TRONTL, K.; BAČE, M. “Incorporation of multi-layer option into QAD-CGGP code”. In: **Nuclear Energy in Central Europe**, Terme Čatež, 1998. pp. 139-146.
- TSOULFANIDIS, N., **The Nuclear Fuel Cycle**, United States, American Nuclear Society, 2013, 463 p.
- USNRC. United States Nuclear Regulatory Commission. **Standard Review Plan for Spent Fuel Dry Storage Systems at a General License Facility**: NUREG-1536. Oak Ridge: Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, 2010, 424 p.

- USNRC. United States Nuclear Regulatory Commission. **SCALE/TRITON Primer: A Primer for Light Water Reactor Lattice Physics Calculations**: NUREG-CR-7041. Oak Ridge: Office of Nuclear Material Safety and Safeguards, 2012, 279 p.
- USNRC. United States Nuclear Regulatory Commission. **Title 10 of the Code of Federal Regulations - Part 71 – Packaging and Transportation of Radioactive Material**. United States, 2014.
- USNRC. United States Nuclear Regulatory Commission. **US Commercial Spent Nuclear Fuel Assembly Characteristics: 1968-2013**: NUREG/CR-7227. Oak Ridge: Office of Nuclear Regulatory Research, 2015. 145 p.
- USNRC. United States Nuclear Regulatory Commission. **Title 10 of the Code of Federal Regulations - PART 72 - Licensing Requirements for the Independent Storage of Spent Nuclear Fuel, High-Level Radioactive Waste, and Reactor-Related Greater than Class C Waste**. United States, 2017.
- USNRC. United States Nuclear Regulatory Commission. **Spent Fuel Pools**. 2017. Disponível em: <<https://www.nrc.gov/waste/spent-fuel-storage/pools.html>>. Acesso em: 16 mar. 2018.
- WHITLEY, D., “A Genetic Algorithm Tutorial”, **Statistics and Computing**, Volume 4, 1994, pp. 65-85.
- WNA. World Nuclear Association. **World Nuclear Power Reactors & Uranium Requirements**. 2017. Disponível em: <<http://www.world-nuclear.org/info/Facts-and-Figures/World-Nuclear-Power-Reactors-and-Uranium-Requirements/>>. Acesso em: 05 fev. 2017.
- WNA. World Nuclear Association. **Supply of Uranium**. 2016. Disponível em: <<http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Uranium-Resources/Supply-of-Uranium/>>. Acesso em: 05 fev. 2017.
- X-5 MONTE CARLO TEAM. X-5 Monte Carlo Team, i. **MCNP – Version 5, Vol. I: Overview and Theory**. LA-UR-03-1987. United States, 2003

ZIONSOLUTIONS. ZionSolutions Company. **ZionSolutions Completes Transfer of 61 Spent Nuclear Fuel Containers to Dry Cask Storage Pad.** 2015. Disponível em: <<http://www.zionsolutionscompany.com/press-release/zionsolutions-completes-transfer-of-61-spent-nuclear-fuel-containers-to-dry-cask-storage-pad/>>. Acesso em: 15 mar. 2018.

ANEXO 1 – Calor de decaimento em função do tempo após o desligamento de um reator PWR em W/MTU

Tabela 18 - Calor de Decaimento em função do tempo após o desligamento de um reator PWR em W/MTU (adaptado de Ade, 2011)

Tempo (dias)	UOX			
	35 GWd	40 GWd	45 GWd	50 GWd
0,01	4,31E+08	4,92E+08	5,54E+08	6,15E+08
0,03	3,19E+08	3,64E+08	4,10E+08	4,55E+08
0,1	2,23E+08	2,55E+08	2,88E+08	3,20E+08
0,3	1,69E+08	1,94E+08	2,20E+08	2,47E+08
1	1,23E+08	1,42E+08	1,62E+08	1,82E+08
2	9,93E+07	1,15E+08	1,31E+08	1,47E+08
3	8,65E+07	1,00E+08	1,14E+08	1,28E+08
5	7,12E+07	8,23E+07	9,36E+07	1,05E+08
7	6,20E+07	7,15E+07	8,12E+07	9,10E+07
10	5,32E+07	6,14E+07	6,97E+07	7,80E+07
12	4,93E+07	5,68E+07	6,45E+07	7,22E+07
14	4,62E+07	5,33E+07	6,05E+07	6,77E+07
16	4,37E+07	5,04E+07	5,72E+07	6,40E+07
18	4,16E+07	4,80E+07	5,45E+07	6,10E+07
20	3,98E+07	4,59E+07	5,21E+07	5,84E+07
22	3,82E+07	4,41E+07	5,01E+07	5,61E+07
24	3,68E+07	4,25E+07	4,83E+07	5,41E+07
26	3,56E+07	4,11E+07	4,66E+07	5,22E+07
28	3,44E+07	3,97E+07	4,51E+07	5,06E+07
30	3,34E+07	3,85E+07	4,38E+07	4,91E+07
40	2,92E+07	3,38E+07	3,85E+07	4,31E+07
60	2,41E+07	2,79E+07	3,18E+07	3,58E+07
80	2,09E+07	2,43E+07	2,77E+07	3,12E+07
100	1,85E+07	2,16E+07	2,47E+07	2,79E+07
120	1,67E+07	1,95E+07	2,24E+07	2,53E+07
140	1,52E+07	1,78E+07	2,05E+07	2,32E+07
170	1,34E+07	1,57E+07	1,81E+07	2,06E+07
200	1,20E+07	1,41E+07	1,63E+07	1,86E+07
230	1,08E+07	1,28E+07	1,48E+07	1,69E+07
260	9,87E+06	1,17E+07	1,36E+07	1,55E+07
300	8,87E+06	1,05E+07	1,23E+07	1,41E+07
400	7,10E+06	8,45E+06	9,88E+06	1,14E+07
500	5,91E+06	7,06E+06	8,27E+06	9,54E+06
600	5,04E+06	6,03E+06	7,07E+06	8,18E+06
700	4,37E+06	5,23E+06	6,15E+06	7,12E+06
800	3,83E+06	4,59E+06	5,40E+06	6,27E+06
900	3,40E+06	4,08E+06	4,80E+06	5,58E+06
1100	2,77E+06	3,32E+06	3,91E+06	4,55E+06
1200	2,53E+06	3,03E+06	3,58E+06	4,16E+06
1300	2,33E+06	2,80E+06	3,30E+06	3,84E+06
1500	2,03E+06	2,44E+06	2,87E+06	3,34E+06
1700	1,82E+06	2,18E+06	2,56E+06	2,98E+06
1900	1,66E+06	1,99E+06	2,34E+06	2,72E+06
2100	1,55E+06	1,84E+06	2,17E+06	2,52E+06
2300	1,46E+06	1,74E+06	2,04E+06	2,36E+06
2500	1,39E+06	1,65E+06	1,93E+06	2,24E+06
2700	1,34E+06	1,58E+06	1,85E+06	2,14E+06

2900	1,29E+06	1,53E+06	1,78E+06	2,06E+06
3100	1,25E+06	1,48E+06	1,73E+06	1,99E+06
3300	1,22E+06	1,44E+06	1,68E+06	1,94E+06
3800	1,16E+06	1,36E+06	1,59E+06	1,82E+06
4300	1,11E+06	1,31E+06	1,51E+06	1,74E+06
4800	1,07E+06	1,26E+06	1,46E+06	1,67E+06
5300	1,04E+06	1,22E+06	1,41E+06	1,61E+06
5800	1,01E+06	1,18E+06	1,37E+06	1,56E+06
6300	9,81E+05	1,15E+06	1,33E+06	1,52E+06
6800	9,56E+05	1,12E+06	1,29E+06	1,47E+06
7300	9,32E+05	1,09E+06	1,26E+06	1,44E+06
7800	9,09E+05	1,06E+06	1,23E+06	1,40E+06
8300	8,87E+05	1,04E+06	1,20E+06	1,36E+06
9300	8,47E+05	9,88E+05	1,14E+06	1,30E+06
10300	8,08E+05	9,43E+05	1,09E+06	1,23E+06
11300	7,73E+05	9,01E+05	1,04E+06	1,18E+06
12300	7,39E+05	8,62E+05	9,89E+05	1,12E+06
14300	6,78E+05	7,90E+05	9,05E+05	1,02E+06
15300	6,50E+05	7,57E+05	8,67E+05	9,79E+05
16300	6,24E+05	7,26E+05	8,31E+05	9,38E+05
17300	5,99E+05	6,97E+05	7,97E+05	8,99E+05
18300	5,75E+05	6,69E+05	7,65E+05	8,62E+05
19300	5,53E+05	6,44E+05	7,35E+05	8,28E+05

ANEXO 2 – Atividades dos núclídeos presentes no combustível irradiado em função do tempo de resfriamento inicial para o grupo PWR-3

Tabela 19 - Atividades dos núclídeos presentes no combustível irradiado em função do tempo de resfriamento inicial para o grupo PWR-3 (Adaptado de USNRC, 2015)

Nuclídeo	Atividade (Ci/MTU) para PWR-3 (47 GWd/MTU)								
	5 horas	1 dia	90 dias	1 ano	5 anos	10 anos	50 anos	100 anos	200 anos
am241	2,03E+02	2,04E+02	2,74E+02	4,83E+02	1,47E+03	2,46E+03	5,30E+03	5,35E+03	4,59E+03
ba137m	1,40E+05	1,40E+05	1,39E+05	1,37E+05	1,25E+05	1,11E+05	4,43E+04	1,40E+04	1,40E+03
ba139	1,69E+05	1,25E+01	0,00E+00						
ba140	1,73E+06	1,66E+06	1,32E+04	4,24E-03	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
ce141	1,64E+06	1,62E+06	2,42E+05	6,88E+02	2,08E-11	2,62E-28	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
ce143	1,37E+06	9,19E+05	3,17E-14	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
ce144	1,30E+06	1,30E+06	1,04E+06	5,35E+05	1,53E+04	1,81E+02	6,78E-14	0,00E+00	0,00E+00
cm242	7,62E+04	7,61E+04	5,23E+04	1,62E+04	3,85E+01	5,77E+00	4,73E+00	3,70E+00	2,26E+00
cm244	5,93E+03	5,93E+03	5,88E+03	5,71E+03	4,90E+03	4,05E+03	8,76E+02	1,29E+02	2,82E+00
cs134	2,63E+05	2,63E+05	2,42E+05	1,88E+05	4,91E+04	9,18E+03	1,37E-02	7,13E-10	1,93E-24
cs136	6,30E+04	6,04E+04	5,56E+02	2,85E-04	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
cs137	1,48E+05	1,48E+05	1,47E+05	1,45E+05	1,32E+05	1,18E+05	4,68E+04	1,48E+04	1,48E+03
i131	1,04E+06	9,79E+05	4,61E+02	2,23E-08	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
i132	1,46E+06	1,22E+06	5,32E-03	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
i133	1,82E+06	9,66E+05	0,00E+00						
i134	1,31E+05	5,16E-02	0,00E+00						
i135	1,19E+06	1,60E+05	0,00E+00						
kr85	1,37E+04	1,37E+04	1,35E+04	1,29E+04	9,96E+03	7,22E+03	5,49E+02	2,19E+01	3,50E-02
kr85m	1,11E+05	5,85E+03	0,00E+00						
kr87	3,05E+04	9,66E-01	0,00E+00						
kr88	1,78E+05	1,72E+03	0,00E+00						
la140	1,81E+06	1,78E+06	1,51E+04	4,88E-03	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
la141	7,41E+05	2,57E+04	0,00E+00						
la142	1,82E+05	3,10E+01	0,00E+00						
mo99	1,81E+06	1,48E+06	2,66E-04	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
nb95	1,62E+06	1,62E+06	1,02E+06	6,73E+04	9,40E-03	2,47E-11	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
nb97	1,47E+06	6,30E+05	0,00E+00						
nb97m	1,31E+06	5,97E+05	0,00E+00						
nd147	6,51E+05	6,20E+05	2,25E+03	6,49E-05	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
np239	2,13E+07	1,69E+07	3,74E+01	3,74E+01	3,74E+01	3,74E+01	3,73E+01	3,71E+01	3,67E+01
pr143	1,50E+06	1,49E+06	1,69E+04	1,34E-02	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
pr144	1,30E+06	1,30E+06	1,04E+06	5,35E+05	1,53E+04	1,81E+02	6,78E-14	0,00E+00	0,00E+00
pr144m	1,24E+04	1,24E+04	9,97E+03	5,11E+03	1,46E+02	1,73E+00	6,47E-16	0,00E+00	0,00E+00
pu238	4,68E+03	4,69E+03	4,83E+03	4,98E+03	4,91E+03	4,72E+03	3,44E+03	2,32E+03	1,06E+03
pu239	3,91E+02	3,93E+02	3,97E+02	3,97E+02	3,97E+02	3,97E+02	3,97E+02	3,96E+02	3,95E+02
pu240	6,38E+02	6,38E+02	6,38E+02	6,38E+02	6,40E+02	6,42E+02	6,48E+02	6,47E+02	6,41E+02
pu241	1,79E+05	1,79E+05	1,77E+05	1,71E+05	1,41E+05	1,10E+05	1,59E+04	1,41E+03	1,19E+01
rb86	2,81E+03	2,73E+03	9,95E+01	3,59E-03	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
rb88	1,98E+05	1,92E+03	0,00E+00						
rh103m	1,72E+06	1,70E+06	3,52E+05	2,74E+03	1,73E-08	1,74E-22	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
rh105	1,13E+06	8,34E+05	5,48E-13	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
rh106	6,87E+05	6,86E+05	5,81E+05	3,48E+05	2,29E+04	7,62E+02	1,15E-09	1,92E-24	0,00E+00
ru103	1,74E+06	1,72E+06	3,56E+05	2,77E+03	1,75E-08	1,76E-22	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
ru105	6,12E+05	3,15E+04	0,00E+00						
ru106	6,87E+05	6,86E+05	5,81E+05	3,48E+05	2,29E+04	7,62E+02	1,15E-09	1,92E-24	0,00E+00
sr89	8,35E+05	8,26E+05	2,44E+05	5,61E+03	1,12E-05	1,51E-16	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
sr90	1,04E+05	1,04E+05	1,03E+05	1,01E+05	9,19E+04	8,14E+04	3,11E+04	9,34E+03	8,42E+02

sr91	7,54E+05	1,92E+05	0,00E+00							
sr92	3,32E+05	2,57E+03	0,00E+00							
tc99m	1,67E+06	1,42E+06	2,57E-04	0,00E+00						
te127	9,64E+04	8,86E+04	4,51E+03	7,84E+02	7,28E-02	6,64E-07	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
te127m	7,52E+03	7,56E+03	4,60E+03	8,00E+02	7,43E-02	6,77E-07	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
te129	1,93E+05	3,98E+04	5,02E+03	1,73E+01	1,43E-12	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
te129m	5,06E+04	4,99E+04	7,96E+03	2,74E+01	2,27E-12	1,01E-28	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
te131	5,02E+04	3,28E+04	1,51E-15	0,00E+00						
te131m	1,86E+05	1,25E+05	5,74E-15	0,00E+00						
te132	1,41E+06	1,19E+06	5,16E-03	0,00E+00						
xe133	2,10E+06	2,03E+06	1,76E+01	2,86E-15	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
xe135	8,53E+05	5,12E+05	0,00E+00							
xe135m	2,04E+05	2,74E+04	0,00E+00							
y90	1,08E+05	1,07E+05	1,03E+05	1,01E+05	9,19E+04	8,15E+04	3,11E+04	9,34E+03	8,43E+02	
y91	1,11E+06	1,11E+06	3,85E+05	1,48E+04	4,56E-04	1,86E-13	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
y91m	4,85E+05	1,24E+05	0,00E+00							
y92	8,32E+05	3,80E+04	0,00E+00							
y93	1,00E+06	2,75E+05	0,00E+00							
zr95	1,62E+06	1,60E+06	6,12E+05	3,12E+04	4,26E-03	1,12E-11	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
zr97	1,38E+06	6,27E+05	0,00E+00							
Total	7,53E+07	5,61E+07	7,79E+06	2,98E+06	8,02E+05	5,56E+05	1,81E+05	5,81E+04	1,15E+04	

ANEXO 3 – Massa dos núclídeos presentes no combustível irradiado em função do tempo de resfriamento inicial para o grupo PWR-3

Tabela 20 - Massa dos núclídeos presentes no combustível irradiado em função do tempo de resfriamento inicial para o grupo PWR-3 (Adaptado de USNRC, 2015)

Nuclídeo	Massa (gram/MTU) for PWR-3 (47 GWd/MTU)								
	5 horas	1 dia	90 dias	1 ano	5 anos	10 anos	50 anos	100 anos	200 anos
ag109	1.07E+02	1.07E+02	1.07E+02	1.07E+02	1.07E+02	1.07E+02	1.07E+02	1.07E+02	1.07E+02
am241	5.93E+01	5.95E+01	7.97E+01	1.41E+02	4.29E+02	7.16E+02	1.55E+03	1.56E+03	1.34E+03
am242	1.28E-01	5.61E-02	9.03E-06	8.99E-06	8.82E-06	8.60E-06	7.07E-06	5.53E-06	3.38E-06
am242m	7.00E-01	7.00E-01	7.00E-01	6.97E-01	6.83E-01	6.67E-01	5.48E-01	4.29E-01	2.62E-01
am243	1.87E+02	1.87E+02	1.87E+02	1.87E+02	1.87E+02	1.87E+02	1.87E+02	1.86E+02	1.84E+02
ba137	7.27E+01	7.27E+01	8.23E+01	1.12E+02	2.58E+02	4.24E+02	1.24E+03	1.61E+03	1.76E+03
ba137m	2.61E-04	2.61E-04	2.59E-04	2.55E-04	2.32E-04	2.07E-04	8.24E-05	2.61E-05	2.61E-06
ba138	1.85E+03	1.85E+03	1.85E+03	1.85E+03	1.85E+03	1.85E+03	1.85E+03	1.85E+03	1.85E+03
ba139	1.04E-02	7.64E-07	0.00E+00						
ba140	2.37E+01	2.27E+01	1.80E-01	5.80E-08	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
ce140	1.70E+03	1.70E+03	1.73E+03						
ce141	5.76E+01	5.67E+01	8.50E+00	2.42E-02	7.30E-16	9.19E-33	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
ce142	1.60E+03	1.60E+03	1.60E+03	1.60E+03	1.60E+03	1.60E+03	1.60E+03	1.60E+03	1.60E+03
ce143	2.06E+00	1.39E+00	4.78E-20	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
ce144	4.08E+02	4.07E+02	3.28E+02	1.68E+02	4.81E+00	5.68E-02	2.13E-17	0.00E+00	0.00E+00
cm242	2.30E+01	2.30E+01	1.58E+01	4.90E+00	1.16E-02	1.74E-03	1.43E-03	1.12E-03	6.83E-04
cm243	6.08E-01	6.08E-01	6.05E-01	5.94E-01	5.40E-01	4.79E-01	1.85E-01	5.63E-02	5.21E-03
cm244	7.33E+01	7.33E+01	7.26E+01	7.05E+01	6.05E+01	5.00E+01	1.08E+01	1.60E+00	3.49E-02
cm245	5.20E+00	5.20E+00	5.20E+00	5.20E+00	5.20E+00	5.20E+00	5.18E+00	5.16E+00	5.12E+00
cs133	1.53E+03	1.54E+03	1.55E+03						
cs134	2.03E+02	2.03E+02	1.87E+02	1.45E+02	3.80E+01	7.10E+00	1.06E-05	5.52E-13	1.50E-27
cs136	8.63E-01	8.27E-01	7.62E-03	3.90E-09	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
cs137	1.71E+03	1.71E+03	1.70E+03	1.67E+03	1.52E+03	1.36E+03	5.39E+02	1.71E+02	1.71E+01
eu151	1.59E-02	1.61E-02	4.46E-02	1.32E-01	5.89E-01	1.14E+00	4.87E+00	8.17E+00	1.20E+01
eu153	1.64E+02	1.64E+02	1.65E+02						
eu154	3.86E+01	3.86E+01	3.79E+01	3.57E+01	2.58E+01	1.73E+01	6.89E-01	1.23E-02	3.91E-06
eu155	1.19E+01	1.19E+01	1.15E+01	1.03E+01	5.76E+00	2.78E+00	8.17E-03	5.59E-06	2.62E-12
gd155	9.75E-02	1.01E-01	5.18E-01	1.72E+00	6.27E+00	9.25E+00	1.20E+01	1.20E+01	1.20E+01
i131	8.35E+00	7.88E+00	3.71E-03	1.79E-13	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
i132	1.41E-01	1.18E-01	5.14E-10	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
i133	1.60E+00	8.52E-01	0.00E+00						
i134	4.88E-03	1.93E-09	0.00E+00						
i135	3.35E-01	4.52E-02	0.00E+00						
kr85	3.51E+01	3.51E+01	3.46E+01	3.30E+01	2.55E+01	1.85E+01	1.40E+00	5.61E-02	8.96E-05
kr85m	1.35E-02	7.11E-04	0.00E+00						
kr87	1.08E-03	3.41E-08	0.00E+00						
kr88	1.42E-02	1.37E-04	0.00E+00						
la139	1.73E+03	1.73E+03	1.73E+03	1.73E+03	1.73E+03	1.73E+03	1.73E+03	1.73E+03	1.73E+03
la140	3.26E+00	3.20E+00	2.72E-02	8.79E-09	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
la141	1.31E-01	4.53E-03	0.00E+00						
la142	1.25E-02	2.13E-06	0.00E+00						
mo100	1.33E+03	1.33E+03	1.33E+03	1.33E+03	1.33E+03	1.33E+03	1.33E+03	1.33E+03	1.33E+03
mo95	9.41E+02	9.42E+02	1.00E+03	1.05E+03	1.06E+03	1.06E+03	1.06E+03	1.06E+03	1.06E+03
mo97	1.14E+03	1.14E+03	1.15E+03						
mo98	1.17E+03	1.17E+03	1.17E+03	1.17E+03	1.17E+03	1.17E+03	1.17E+03	1.17E+03	1.17E+03

mo99	3.77E+00	3.09E+00	5.54E-10	0.00E+00						
nb93m	8.13E-04	8.14E-04	9.13E-04	1.21E-03	2.65E-03	4.12E-03	9.19E-03	1.02E-02	1.03E-02	
nb95	4.12E+01	4.12E+01	2.60E+01	1.71E+00	2.39E-07	6.30E-16	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	
nb97	5.48E-02	2.34E-02	0.00E+00							
nb97m	6.61E-04	3.01E-04	0.00E+00							
nd143	1.06E+03	1.06E+03	1.09E+03							
nd144	1.50E+03	1.50E+03	1.58E+03	1.74E+03	1.90E+03	1.91E+03	1.91E+03	1.91E+03	1.91E+03	
nd145	9.19E+02									
nd147	8.05E+00	7.66E+00	2.78E-02	8.02E-10	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	
nd148	5.25E+02									
np237	6.60E+02	6.61E+02	6.72E+02	6.73E+02	6.74E+02	6.79E+02	7.59E+02	8.83E+02	1.11E+03	
np239	9.17E+01	7.26E+01	1.61E-04	1.61E-04	1.61E-04	1.61E-04	1.61E-04	1.60E-04	1.58E-04	
pm147	2.21E+02	2.21E+02	2.15E+02	1.76E+02	6.12E+01	1.64E+01	4.23E-04	7.82E-10	2.67E-21	
pr141	1.52E+03	1.52E+03	1.57E+03	1.58E+03	1.58E+03	1.58E+03	1.58E+03	1.58E+03	1.58E+03	
pr143	2.23E+01	2.21E+01	2.51E-01	1.99E-07	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	
pr144	1.72E-02	1.72E-02	1.38E-02	7.07E-03	2.03E-04	2.39E-06	8.96E-22	0.00E+00	0.00E+00	
pr144m	6.83E-05	6.82E-05	5.49E-05	2.81E-05	8.07E-07	9.51E-09	3.57E-24	0.00E+00	0.00E+00	
pu238	2.73E+02	2.74E+02	2.82E+02	2.91E+02	2.87E+02	2.75E+02	2.01E+02	1.35E+02	6.16E+01	
pu239	6.31E+03	6.33E+03	6.40E+03	6.40E+03	6.40E+03	6.40E+03	6.39E+03	6.38E+03	6.37E+03	
pu240	2.81E+03	2.81E+03	2.81E+03	2.81E+03	2.82E+03	2.83E+03	2.85E+03	2.85E+03	2.82E+03	
pu241	1.73E+03	1.73E+03	1.71E+03	1.65E+03	1.36E+03	1.06E+03	1.53E+02	1.36E+01	1.15E-01	
pu242	7.39E+02									
rb86	3.45E-02	3.35E-02	1.22E-03	4.40E-08	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	
rb88	1.65E-03	1.59E-05	0.00E+00							
rh103	5.81E+02	5.82E+02	6.24E+02	6.35E+02	6.35E+02	6.35E+02	6.35E+02	6.35E+02	6.35E+02	
rh103m	5.29E-02	5.21E-02	1.08E-02	8.41E-05	5.33E-16	5.35E-30	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	
rh105	1.34E+00	9.88E-01	6.49E-19	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	
rh106	1.94E-04	1.94E-04	1.64E-04	9.83E-05	6.46E-06	2.15E-07	3.24E-19	5.42E-34	0.00E+00	
ru101	1.09E+03									
ru103	5.38E+01	5.31E+01	1.10E+01	8.57E-02	5.42E-13	5.45E-27	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	
ru105	9.10E-02	4.68E-03	0.00E+00							
ru106	2.07E+02	2.07E+02	1.75E+02	1.05E+02	6.90E+00	2.30E-01	3.47E-13	5.79E-28	0.00E+00	
sb125	1.19E+01	1.19E+01	1.13E+01	9.35E+00	3.43E+00	9.76E-01	4.24E-05	1.50E-10	1.86E-21	
sm147	1.08E+02	1.08E+02	1.23E+02	1.61E+02	2.76E+02	3.21E+02	3.37E+02	3.37E+02	3.37E+02	
sm149	2.74E+00	3.04E+00	4.11E+00							
sm150	4.12E+02									
sm151	1.49E+01	1.50E+01	1.52E+01	1.51E+01	1.46E+01	1.41E+01	1.03E+01	7.04E+00	3.26E+00	
sm152	1.32E+02									
sr89	2.88E+01	2.84E+01	8.39E+00	1.93E-01	3.87E-10	5.19E-21	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	
sr90	7.51E+02	7.51E+02	7.46E+02	7.33E+02	6.65E+02	5.90E+02	2.25E+02	6.77E+01	6.10E+00	
sr91	2.11E-01	5.37E-02	0.00E+00							
sr92	2.64E-02	2.04E-04	0.00E+00							
tc99	1.11E+03									
tc99m	3.17E-01	2.70E-01	4.87E-11	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	
te125m	1.47E-01	1.47E-01	1.50E-01	1.30E-01	4.78E-02	1.36E-02	5.92E-07	2.09E-12	2.60E-23	
te127	3.65E-02	3.36E-02	1.71E-03	2.97E-04	2.76E-08	2.51E-13	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	
te127m	7.97E-01	8.01E-01	4.87E-01	8.48E-02	7.88E-06	7.18E-11	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	
te129	9.19E-03	1.90E-03	2.40E-04	8.24E-07	6.84E-20	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	
te129m	1.68E+00	1.66E+00	2.64E-01	9.07E-04	7.54E-17	3.36E-33	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	
te131	8.73E-04	5.72E-04	2.62E-23	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	
te131m	2.58E-01	1.74E-01	7.97E-21	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	
te132	4.56E+00	3.84E+00	1.67E-08	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	
u234	1.96E+02	1.96E+02	1.96E+02	1.98E+02	2.07E+02	2.18E+02	2.91E+02	3.55E+02	4.28E+02	
u235	9.00E+03	9.01E+03	9.03E+03							

u236	5.86E+03	5.87E+03	5.89E+03	5.92E+03						
u238	9.23E+05									
xe132	1.60E+03									
xe133	1.12E+01	1.08E+01	9.39E-05	1.53E-20	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
xe134	2.16E+03									
xe135	3.36E-01	2.01E-01	0.00E+00							
xe135m	2.24E-03	3.01E-04	0.00E+00							
xe136	3.25E+03									
y90	1.99E-01	1.97E-01	1.89E-01	1.86E-01	1.69E-01	1.50E-01	5.72E-02	1.72E-02	1.55E-03	
y91	4.53E+01	4.50E+01	1.57E+01	6.04E-01	1.86E-08	7.59E-18	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	
y91m	1.17E-02	2.97E-03	0.00E+00							
y92	8.64E-02	3.94E-03	0.00E+00							
y93	3.03E-01	8.30E-02	0.00E+00							
zr93	1.00E+03									
zr95	7.53E+01	7.47E+01	2.85E+01	1.45E+00	1.99E-07	5.23E-16	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	
zr97	7.14E-01	3.25E-01	0.00E+00							
Total	1.00E+06									

ANEXO 4 – Cartão de INPUT do MCNP

```

C *****
C ***** Bloco de Células *****
C *****
C Cask
1 300 -0.001205 -32 34 -33 IMP:P=1 IMP:E=1 $ Célula do cilindro interno do cask
2 200 -7.82 -31 -35 36 (32:-34:33) IMP:P=1 IMP:E=1 $ Célula do cilindro externo do cask
3 300 -0.001205 -37 36 -39 (35:-36:31) IMP:P=1 IMP:E=1 $ Célula do cilindro da área
4 0 39:37:-36 IMP:P=0 IMP:E=0
C
C
C
C *****
C ***** Bloco de Superfícies *****
C *****
C No MCNP os valores são dados em cm
C
C Definição do cask
C Dimensões Internas R=60cm H=400cm
C Dimensões Externas Variam R=60cm+L H=400cm+2L
C
31 c/z 0 0 xx $ Cilindro externo do cask (70+L)
32 c/z 0 0 60 $ Cilindro interno do cask
33 pz 200 $ Plano que define a tampa superior do cilindro interno
34 pz -200 $ Plano que define a tampa inferior do cilindro interno
35 pz xx $ Plano que define a tampa superior do cilindro externo (350+L)
36 pz -xx $ Plano que define a tampa inferior do cilindro externo [-(50+L)]
37 pz 500 $ Plano que corta o eixo Z positivo e define o limite superior da área
39 c/z 0 0 500 $ Cilindro que define a área estudada
C
C
C *****
C ***** Bloco de Dados *****
C *****
C Definindo o modo de operação
C
MODE P E
C
C As IMP ja foram definidas nas células
C
C -----
C Definindo as Fontes de radiação
C
C
c Uma Fonte Cilindrica de céσιο 137 uniformemente distribuida ao longo do volume
C São emitidos fótons(PAR=2) e ERG indica a energia do fóton em MeV (no caso Cesio 137)
C
SDEF POS=0 0 0 AXS=0 0 1 RAD=d1 EXT=d2 PAR=2 ERG=0.6617
SI1 0 60 $Raio
SP1 -21 1 $função de distribuição ao longo do raio
SI2 -200 200 $Altura
SP2 -21 0 $função de distribuição ao longo da altura
C
C
C
C
C -----
C Definindo as Tallys
C
C A atividade Default é de 1 Bq
C
C Detector em anel no centrado no eixo z com raio igual a espessura de concreto acrescida do raio da fonte e de 1 m
F5Z:P 0 xx 0
C
C
de5 0.01 0.015 0.02 0.03 0.04 0.05 0.06 0.08 0.10 0.15
0.2 0.3 0.4 0.5 0.6 0.8 1. 1.5 2. 3. 4. 5. 6. 8. 10.0
df5 0.061 0.83 1.05 0.81 0.64 0.55 0.51 0.53 0.61 0.89 1.2 1.8

```

2.38 2.93 3.44 4.38 5.2 6.9 8.6 11.1 13.4 15.5 17.6 21.6 25.6
 C
 C
 C
 C
 C Definindo os materiais
 C
 M200 1000 -0.010 \$ Concreto Comum (Cask)
 8000 -0.532
 11000 -0.029
 13000 -0.034
 14000 -0.337
 20000 -0.044
 26000 -0.014
 C
 M300 6000 -0.000124 \$ Ar (Interior e Fora do Cask)
 7000 -0.755268
 8000 -0.231781
 18000 -0.012827
 C
 C
 C
 C Definindo os limitadores
 C
 NPS 1000000