

ESTUDO, UTILIZANDO SIMULAÇÃO EM MONTE CARLO, PARA
TRANSFORMAÇÃO DA PILHA SUBCRÍTICA DO CENTRO TECNOLÓGICO DO
EXÉRCITO EM UM REATOR MULTIPROPÓSITO MODERADO A GRAFITE E
REFRIGERADO A AR

Avelino dos Santos

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: Ademir Xavier da Silva

Rio de Janeiro
Janeiro de 2015

ESTUDO, UTILIZANDO SIMULAÇÃO EM MONTE CARLO, PARA
TRANSFORMAÇÃO DA PILHA SUBCRÍTICA DO CENTRO TECNOLÓGICO DO
EXÉRCITO EM UM REATOR MULTIPROPÓSITO MODERADO A GRAFITE E
REFRIGERADO A AR

Avelino dos Santos

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. Ademir Xavier da Silva, D.Sc.

Prof. Alessandro da Cruz Gonçalves, D.Sc.

Prof. Wilson Freitas Rebello da Silva Junior, D.Sc.

Prof. Sergio de Oliveira Vellozo, D.Sc.

Dr. Helio de Carvalho Vital, Ph.D.Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

JANEIRO DE 2015

Santos, Avelino dos

Estudo, Utilizando Simulações em Monte Carlo, para Transformação da Pilha Subcrítica do Centro Tecnológico do Exército em um Reator Multipropósito Moderado a Grafite e Refrigerado a Ar/ Avelino dos Santos – Rio de Janeiro: UFRJ/COPPE, 2015.

XV, 127 p.: il.; 29,7 cm

Orientador: Ademir Xavier da Silva

Tese (doutorado) – UFRJ/ COPPE/ Programa de Engenharia Nuclear, 2015.

Referências Bibliográficas: p. 124-127

1. Reator Multipropósito. 2. MCNPX. 3. Utilização de Nêutrons. I. Silva, Ademir Xavier da. II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE, Programa de Engenharia Nuclear. III. Título.

AGRADECIMENTOS

A Deus, que, com certeza, está presente em todos os momentos de minha vida, seja nos momentos alegres ou tristes, de saúde ou doença, que graças a sua misericórdia me manteve firme na transposição dos obstáculos.

À minha esposa Fátima, pelo amor, dedicação e todo apoio irrestrito recebido.

Aos meus filhos, Maria Luísa e Felipe, principais razões da minha vida, pelos momentos alegres que me proporcionam, aliviando todas as tensões cotidianas.

Aos meus pais, pelo exemplo e amor incondicional que foram fundamentais para a minha formação.

Ao Prof. Ademir Xavier da Silva pela orientação segura e paciente, pela amizade e competência em todas as etapas deste trabalho. Sem dúvida, sem o apoio do Prof. Ademir este trabalho não teria chegado ao final.

Ao Prof. Wilson Freitas Rebello, pelas orientações e sugestões, pelo alto grau de conhecimento e inteligência, e principalmente pela amizade, que através de toda sua generosidade, ajuda e suas palavras de incentivo permitiram a conclusão deste trabalho, e sem elas isso não teria sido possível.

Aos docentes do Programa de Engenharia Nuclear pela excelência dos ensinamentos oferecidos.

Aos Professores Sergio Vellozo e Helio Vital pelos ensinamentos, simplicidade e disponibilidade sempre demonstrados.

Ao Exército Brasileiro, representados pelos Srs. Chefes e Subchefes do CTE_x e Srs. Chefes da DDQBN, pelo apoio e pela confiança depositados.

Aos todos os colegas do PEN, principalmente aos amigos Mauricio Antolin e Maximiliano Martins, pela camaradagem e pela ajuda em vários momentos.

Aos Colegas do CTE_x pelo incentivo e apoio em todos os momentos.

Aos funcionários do PEN, pelo apoio irrestrito e dedicação em todos os momentos, especialmente à Tânia, Reginaldo, Jô e Lili.

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

ESTUDO, UTILIZANDO SIMULAÇÃO EM MONTE CARLO, PARA
TRANSFORMAÇÃO DA PILHA SUBCRÍTICA DO CENTRO TECNOLÓGICO DO
EXÉRCITO EM UM REATOR MULTIPROPÓSITO MODERADO A GRAFITE E
REFRIGERADO A AR

Avelino dos Santos

Janeiro/2015

Orientador: Ademir Xavier da Silva

Programa: Engenharia Nuclear

O Centro Tecnológico do Exército (CTEx), Rio de Janeiro, RJ, possui dentro de suas instalações, uma unidade subcrítica denominada Pilha ARGUS (Arranjo Grafite Urânio Subcrítico). Essa pilha foi construída com o objetivo de permitir medições experimentais voltadas para a determinação de parâmetros nucleares de determinados materiais. A pilha possui um fluxo máximo de nêutrons variando de $1,0 \times 10^3 \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$ a $1,0 \times 10^4 \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$, adequado para os experimentos aos quais ela foi originalmente destinada, porém, considerado insuficiente para outros experimentos, como análise por ativação de nêutrons e neutrografia. Visando ampliar a capacidade de pesquisa do CTEx na realização de experimentos neutrônicos, e aproveitando os materiais empregados na pilha existente, iniciou-se um estudo, utilizando o código MCNPX, com o objetivo de modificar a pilha ARGUS, transformando-a em um reator nuclear. Esse estudo evoluiu para o desenvolvimento de um anteprojeto básico de um reator moderado a grafite, refrigerado a ar e utilizando como combustível UO_2 enriquecido. Com a modelagem simples utilizada, chegou-se a um reator com um fluxo total de nêutrons de $8,44 \cdot 10^{12} \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$ e um canal de irradiação com fluxos que variam de $5,0 \times 10^6 \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$ a $3,5 \times 10^8 \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$, sendo valores apropriados para a maioria das aplicações com nêutrons conhecidas e realizadas atualmente.

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

A STUDY, BASED ON MONTE CARLO SIMULATIONS, ON THE CONVERSION
OF THE SUBCRITICAL PILE AT THE BRAZILIAN ARMY TECHNOLOGY
CENTER INTO A MULTIPURPOSE GRAPHITE-MODERATED AIR-COOLED
REACTOR

Avelino dos Santos

January/2015

Advisor: Ademir Xavier da Silva

Department: Nuclear Engineering

The Army Technology Center (CTEx), Rio de Janeiro, Brazil, has within its facilities, a subcritical unit called ARGUS Pile (Subcritical Uranium-Graphite Arrangement). This pile was constructed to allow experimental measurements for the determination of nuclear parameters of certain materials. The pile has an average neutron flux ranging from $1.0 \times 10^3 \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$ to $1.0 \times 10^4 \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$, adequate for the experiments for which it was built, although considered insufficient for other experiments such as neutron activation and neutron radiography.

Aiming at increasing CTEx's research capacity for neutron experiments and making use of the materials of the existing pile, a study, using the MCNPX code, was performed to investigate the conversion of the ARGUS subcritical pile into a nuclear reactor. This study gave rise to the development of a preliminary design of a graphite-moderated reactor, air-cooled, using enriched UO_2 as fuel. The calculations yielded a reactor with a total neutron flux of $8.44 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$ and an irradiation channel with flux ranging from $5,0 \times 10^6 \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$ and $3,5 \times 10^8 \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$, high enough for most applications.

SUMÁRIO

CAPÍTULO 1	1
INTRODUÇÃO.....	1
1.1. Objetivo	1
1.2. Motivação	2
1.3. Relevância	2
CAPÍTULO 2	6
FUNDAMENTOS TEÓRICOS.....	6
2.1. O Nêutron	6
2.2.1. O Fotonêutron.....	6
2.2 Classificação dos Nêutrons.....	7
2.3 A Interação de Nêutrons com a Matéria	7
2.4 Parâmetros de Física de Reatores	8
2.4.1. Seção de choque	8
2.4.2. Fator de multiplicação	10
2.4.3. Reatividade	11
2.4.3.1. Coeficiente de reatividade com a variação de temperatura	11
2.4.4. Fluxo de nêutrons	12
2.4.5. Potência	13
2.5 Algumas utilizações das fontes de nêutrons	13
2.5.1 Neutronografia (NR).....	13
2.5.2 Tomografia com nêutrons	14
2.5.3 Análise por ativação com nêutrons (AAN).....	15
2.5.4. Uso em terapia com nêutrons	17
2.5.5. Fluxo de nêutrons necessário para algumas das aplicações apresentadas	18
2.5.6. Fontes de Nêutrons	18
2.6. A Fissão Nuclear.....	20
2.6.1. Liberação de energia na fissão.....	20
2.6.1. 1. Emissão de raios-gama na fissão	20
2.6.2. Reatores nucleares	21
2.7. Breve histórico dos reatores nucleares de pesquisa.....	23
2.8. Tipos mais comuns de reatores nucleares de pesquisa	24
2.8.1. Reatores tipo piscina.....	24
2.8.2. Reatores a grafite	25

2.8.3. Reatores TRIGA	25
2.8.4. Reatores ARGONAUTA	25
2.8.5. Reatores de potência zero	26
2.8.6. Reatores de alto fluxo	27
2.9. Reatores de Pesquisa moderados a grafite.....	27
2.9.1. Chicago Pile.....	27
2.9.2. ORNL X-10	30
2.9.3. BRITISH EXPERIMENTAL PILE	33
2.9.4. Reator de Pesquisa de BROOKHAVEN (BGRR).....	35
2.9.5. Reator BR-1 (Bélgica).....	37
2.9.6. Resumo de alguns parâmetros dos reatores de pesquisa moderados grafite	40
2.10. Grandezas Dosimétricas e Unidades de Radiação Ionizante.....	41
2.10.1. Grandezas Básicas e Algumas Definições.....	41
2.10.1.1 Fluência, Φ	41
2.10.1.2 Kerma, K	42
2.10.1.3. Dose Absorvida, D	42
2.10.1.4. A Esfera ICRU.....	42
2.10.1.5. Campo Expandido.....	43
2.10.1.6. Campo Expandido e Alinhado.....	43
2.10.2. Grandezas Operacionais para Monitoração de Área.....	44
2.10.2.1. Equivalente de dose Ambiente, $H^*(d)$	44
2.10.3. Grandezas de Proteção Radiológica	44
2.10.3.1. Dose Absorvida Média num Tecido ou Órgão T, D_T	45
2.10.3.2. Dose Equivalente (H_T).....	45
2.10.3.3. Dose Efetiva (E).....	46
2.10.4. Fatores de Ponderação	46
2.10.4.1. Fatores de Peso da Radiação, w_R	47
2.10.4.2. Fatores de Peso do Tecido, w_T	48
2.10.5. Limites de dose individual.....	50
2.11. O Método de Monte Carlo.....	51
2.11.1. Estrutura do Programa MCNPX.....	52
CAPÍTULO 3	54
METODOLOGIA.....	54
3.1. Introdução.....	54
3.2. Modelagem da Pilha Argus.....	56
3.3. Cálculo do K_{ef} com a composição e geometria atual	61

3.4. Cálculo do K_{ef} com a manutenção da geometria e variação da composição do elemento combustível	62
3.5. Cálculo do fluxo de nêutrons da pilha descarregada	63
3.6. Cálculo do fluxo de nêutrons da pilha carregada com a presença da fonte externa	64
3.7. Cálculo do fluxo de nêutrons da pilha carregada sem a presença da fonte externa	64
3.8. Modelagem do reator sem refletor.....	65
3.9. Modelagem do reator com refletor	66
3.10. Modelagem do reator com refletor e blindagem biológica.....	67
3.11. Inclusão de barras de controle e barras de segurança	69
3.11.1. Inclusão das barras de segurança	69
3.11.2. Inclusão das barras de controle	69
3.12. Cálculo do fluxo de nêutrons total.....	71
3.13. Cálculo dos Fluxos em cada célula do reator	71
3.14. Cálculo simplificado da transferência de calor e a potência máxima que pode ser atribuída ao reator sem a necessidade de um sistema de remoção de calor.....	72
3.15. Cálculo do Fluxo total e o Fluxo em cada célula do Reator para a potência máxima calculada	74
3.16. Cálculos de transferência de calor para elevar a potência de trabalho (adoção de um sistema de remoção de calor - convecção forçada), utilizando-se ar como refrigerante.....	74
3.17. Estudo da variação do fluxo de nêutrons com a variação da geometria do reator	76
3.18. Criação de um canal de irradiação.....	79
3.19. Criação de um corredor de acesso ao canal de irradiação	82
3.20. Estudo das doses associadas à utilização do canal de irradiação	83
3.21. Adaptações no canal de irradiação e sua blindagem.....	88
3.22. Cálculo do novo fluxo no canal de irradiação	89
3.23. Estudo de K_{ef} com as barras de controle e segurança 100% inseridas	91
3.24. Estudo das doses associadas à utilização do novo canal de irradiação	91
CAPÍTULO 4	93
RESULTADOS E DISCUSSÕES	93
4.1. Cálculo do K_{ef} com a composição e geometria atual da Pilha ARGUS	93
4.2. Cálculo do K_{ef} com a manutenção da geometria e variação da composição	93

4.3. Cálculo do fluxo de nêutrons da pilha descarregada	94
4.4. Cálculo do fluxo de nêutrons da pilha carregada com a presença da fonte externa	96
4.5. Cálculo do fluxo de nêutrons da pilha carregada sem a presença da fonte externa	98
4.6. Cálculo da composição do combustível para atingir a criticalidade do reator sem refletor	101
4.7. Cálculo da composição do combustível para atingir a criticalidade do reator com refletor	102
4.8. Cálculo da composição do combustível para atingir a criticalidade do reator com a inclusão da blindagem biológica de concreto	102
4.9. Cálculo de K_{ef} com a inclusão de barras de controle e barras de segurança	103
4.10. Cálculo do fluxo total e o fluxo em cada célula do reator	103
4.11. Cálculo da transferência de calor e a potência máxima que pode ser atribuída ao reator sem a necessidade de um sistema de remoção de calor	104
4.12. Cálculo do fluxo total e do fluxo em cada célula do reator para a potência máxima calculada	104
4.13. Cálculo da transferência de calor e a potência no reator com sistema de remoção de calor	105
4.14. Estudo da variação do fluxo de nêutrons com a variação da geometria do reator	105
4.15. Simulação para obtenção de fluxo de nêutrons no canal de irradiação modelado	106
4.16. Estudo das doses associadas à utilização do canal de irradiação	109
4.17. Simulação para determinação de novos valores de fluxo no novo canal de irradiação	112
4.18. Perfis de fluxo do reator	114
4.19. Cálculo de K_{ef} com as barras de controle e segurança 100% inseridas.....	117
4.20. Análise da variação de reatividade e do coeficiente de reatividade para variação de temperatura do combustível do núcleo	117
4.21. Doses associadas ao novo canal de irradiação.....	118
4.22. Parâmetros levantados para o reator proposto neste trabalho.....	120
CAPÍTULO 5	122
CONCLUSÕES	122
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	124

ÍNDICE DE FIGURAS

Figura 2.4.3.1-1 Efeito Doppler.....	12
Figura 2.5.3-1 Reação nuclear verificada no processo de análise por ativação	16
Figura 2.9.1-1 Ilustração que representa o reator Chicago Pile-1	28
Figura 2.9.2-1 Foto do núcleo do reator X-10.....	30
Figura 2.9.2-2 Representação do reator X-10.....	31
Figura 2.9.5-1 Foto do núcleo do reator BR-1	38
Figura 2.10.1.5-1 Geometria de irradiação da esfera da ICRU e ponto P na esfera, no qual o equivalente de dose é determinado no campo de radiação expandido	43
Figura 2.10.1.6-1 Geometria de irradiação da esfera da ICRU e ponto P na esfera, no qual o equivalente de dose é determinado no campo de radiação alinhado e expandido	44
Figura 2.10.4.1-1 Fator de peso da radiação para nêutrons, w_R , em função da energia. 48	
Figura 3.1-1 Pilha Subcrítica do CTE _x	55
Figura 3.1-2 Vista Superior da Pilha	55
Figura 3.2-1 Corte Transversal do elemento combustível.....	57
Figura 3.2-2 Corte Longitudinal do elemento combustível.....	57
Figura 3.2-3 Corte Transversal do conjunto de elementos combustíveis.....	58
Figura 3.2-4 Corte Longitudinal do conjunto de elementos combustíveis.....	58
Figura 3.2-5 Blindagem da fonte externa de nêutrons.....	59
Figura 3.2-6 Fonte externa inserida nos elementos centrais da Pilha.....	60
Figura 3.2-8 Modelagem da Pilha (corte longitudinal)	61
Figura 3.5-1 Corte transversal da Pilha descarregada	63
Figura 3.5-2 Corte longitudinal da Pilha descarregada	64
Figura 3.8-1 Corte transversal do reator sem refletor.....	65
Figura 3.8-2 Corte longitudinal do reator sem refletor.....	66
Figura 3.9-1 Corte transversal do reator com refletor	67
Figura 3.9-2 Corte longitudinal do reator com refletor	67
Figura 3.10-1 Corte transversal do reator com blindagem	68
Figura 3.10-2 Corte longitudinal do reator com blindagem	68
Figura 3.11.2-1 Corte transversal de um quadrante do núcleo do reator.....	70

Figura 3.11.2-2 Corte transversal do núcleo com o posicionamento das barras de segurança e de controle.....	71
Figura 3.14-1 Modelagem da transferência de calor no reator.....	73
Figura 3.16-1 Modelagem do canal de refrigeração do reator	75
Figura 3.17-1 Reator 8x8 original	77
Figura 3.17-2 Reator 8x8 com nove varetas em cada elemento combustível	78
Figura 3.17-3 Reator 16x16.....	78
Figura 3.17-4 Reator 32x32.....	79
Figura 3.18-1 Reator original com canal irradiação horizontal.....	80
Figura 3.18-2 Distribuição de detectores para estudo do fluxo no canal de irradiação no canal original	81
Figura 3.18-3 Modelagem do canal de irradiação semelhante ao J9 do Argonauta	82
Figura 3.18-4 Modelagem do canal de irradiação envolvido por refletor de grafite.....	82
Figura 3.19-1 Modelagem do corredor de acesso ao canal de irradiação.....	83
Figura 3.20-1 Blindagem na saída do canal de irradiação e ponto D1, onde a dose é calculada.....	85
Figura 3.20-2 Posição de um novo anteparo para minimização de dose e pontos de registro de $H^*(10)$	86
Figura 3.20-3 Posição dos anteparos para minimização de dose no corredor e pontos de registro de $H^*(10)$	87
Figura 3.20-4 Modelagem de um labirinto para minimização de dose no corredor e pontos de registro de $H^*(10)$	88
Figura 3.21-1 Adaptações no canal de irradiação e sua blindagem.....	89
Figura 3.22-1 Distribuição dos detectores para novo cálculo de fluxo no canal.....	90
Figura 3.22-2 Distribuição dos detectores (1 a 16) no canal para cálculo de fluxos distribuídos por grupos de energia.....	90
Figura 3.24-1 Corte transversal do reator com a distribuição de detectores para cálculos de dose	92
Figura 3.24-2 Corte longitudinal do reator com a distribuição de detectores para cálculos de dose	92
Figura 4.17-1 Fluxos de nêutrons por energia do centro do reator à saída do canal	114
Figura 4.18-1 Variação do fluxo horizontal ao longo do reator.....	115
Figura 4.18-2 Variação do fluxo vertical ao longo do reator.....	116

ÍNDICE DE TABELAS

Tabela 2.2-1 Classificação dos nêutrons por faixa de energia.....	7
Tabela 2.5.5-1 Fluxos de nêutrons térmicos necessários para diversas aplicações	18
Tabela 2.5.6-1 Tipos de fontes de nêutrons utilizadas em neutronografia.....	19
Tabela 2.6.1-1 Energia total liberada na fissão de um núcleo de ^{235}U por nêutrons térmicos	20
Tabela 2.9.1-1 Dados da constituição do reator Chicago Pile-1	29
Tabela 2.9.2-1 Dados da constituição do reator X-10	32
Tabela 2.9.2-1 Dados da constituição do reator X-10 (continuação)	33
Tabela 2.9.3-1 Dados da constituição do reator BEPO	34
Tabela 2.9.4-1 Dados relevantes da constituição do BGRR.....	36
Tabela 2.9.4-1 Dados relevantes da constituição do BGRR (continuação).....	37
Tabela 2.9.5-1 Dados representativos do reator BR-1	39
Tabela 2.9.5-1 Dados representativos do reator BR-1 (continuação).....	40
Tabela 2.9.6-1 Resumo de alguns parâmetros dos reatores de pesquisa moderados a grafite mostrados na Seção 2.9	41
Tabela 2.10.4.1-1 Valores dos fatores de peso da radiação, w_R	48
Tabela 2.10.4.2-1 Fatores de peso para órgãos e tecidos específicos para o cálculo de dose efetiva [ICRP 103, 2007].....	49
Tabela 2.10.5-1 Limites de Dose Anuais	51
Tabela 2.11.1-1 Tally disponíveis no código MCNPX	53
Tabela 3.14-1 Constantes utilizadas no cálculo da transferência de calor.....	73
Tabela 3.14-2 Dimensões utilizadas nos cálculos da transferência de calor	73
Tabela 3.16-1 Propriedades do refrigerante a 90°C	75
Tabela 4.2-1 Valores de K_{ef} , utilizando urânio metálico para diversos enriquecimentos	93
Tabela 4.2-2 Valores de K_{ef} , utilizando UO_2 para diversos enriquecimentos.....	94
Tabela 4.3-1 Variação longitudinal do fluxo de nêutrons para pilha descarregada	95
Tabela 4.3-2 Variação radial do fluxo de nêutrons para pilha descarregada	95
Tabela 4.4-1 Variação longitudinal do fluxo de nêutrons para a pilha completa e com urânio natural	96
Tabela 4.4-2 Variação radial do fluxo de nêutrons para a pilha completa e com urânio natural	97

Tabela 4.4-3 Variação longitudinal do fluxo de nêutrons para a pilha completa e com urânio enriquecido a 4,3%	97
Tabela 4.4-4 Variação radial do fluxo de nêutrons para a pilha completa e com urânio enriquecido a 4,3%	98
Tabela 4.5-1 Variação longitudinal do fluxo de nêutrons para a pilha completa sem a presença da fonte externa e com urânio natural	99
Tabela 4.5-2 Variação radial do fluxo de nêutrons para a pilha completa sem a presença da fonte externa e com urânio natural	99
Tabela 4.5-3 Variação longitudinal do fluxo de nêutrons para a pilha completa sem a presença da fonte externa e com urânio enriquecido a 4,3%.....	99
Tabela 4.5-4 Variação radial do fluxo de nêutrons para a pilha completa sem a presença da fonte externa e com urânio enriquecido a 4,3%.....	100
Tabela 4.6-1 Valores de K_{ef} para diversos enriquecimentos para reator sem refletor...	101
Tabela 4.7-1 Valores de K_{ef} para diversos enriquecimentos para o reator com refletor	102
Tabela 4.8-1 Valores de K_{ef} para diversos enriquecimentos para o reator com refletor	102
Tabela 4.9-1 Valores de K_{ef} para diversas posições de barras	103
Tabela 4.10-1 Fluxos relativos de nêutrons calculados para cada tipo de células do reator	104
Tabela 4.12-1 Fluxos relativos de nêutrons calculados para cada tipo de células do reator	105
Tabela 4.14-1 Fluxos de nêutrons totais para diferentes geometrias de reator.....	106
Tabela 4.15-1 Fluxo de nêutrons com a variação da espessura de refletor no canal de irradiação	107
Tabela 4.15-2 Distribuição de fluxo no canal original	107
Tabela 4.15-3 Distribuição de fluxo no canal semelhante ao J9 do Reator Argonauta IEN/CNEN	108
Tabela 4.15-4 Distribuição de fluxo no canal circundado de grafite.....	109
Tabela 4.16-1 Dose no ponto D da blindagem do canal de irradiação	110
Tabela 4.16-2 Doses nas vizinhanças do canal de irradiação com anteparo	110
Tabela 4.16-3 Doses nas vizinhanças do canal de irradiação apos a introdução blindagens adicionais.....	111
Tabela 4.16-4 Doses próximas ao canal de irradiação com o labirinto	111
Tabela 4.17-1 Valores de fluxo de nêutrons para a configuração do novo canal de irradiação	112
Tabela 4.17-2 Valores de fluxos distribuídos por grupos de energia.....	113

Tabela 4.18-1 Variação do fluxo horizontal ao longo do reator	115
Tabela 4.18-2 Variação do fluxo vertical ao longo do reator.....	116
Tabela 4.20-1 Variação de K_{ef} com aumento de temperatura do núcleo	117
Tabela 4.21-1 Doses em vários pontos de interesse no interior do prédio do reator	119
Tabela 4.21-2 Doses em vários pontos de interesse fora do prédio do reator	119
Tabela 4.22-1 Parâmetros levantados para o reator Gás-Grafite do CTEx	120
Tabela 4.22-1 Parâmetros levantados para o reator Gás-Grafite do CTEx (continuação)	121

CAPÍTULO 1

INTRODUÇÃO

Atualmente, os processos que envolvem o uso de radiações são extremamente diversificados e sua utilização vem crescendo muito rapidamente. Um segmento importante e crescente da utilização dessas fontes radioativas é o uso de fontes de nêutrons para aplicações nas mais diversas áreas. Os nêutrons podem ser utilizados na determinação da composição de materiais, em radioterapias, na obtenção de imagens mais detalhadas que as obtidas com técnicas convencionais, dentre outros.

Neste contexto, busca-se a criação de um canal de irradiação com um fluxo definido, na unidade subcrítica do CTEEx. Isso será realizado pela sua modelagem e simulação de operação utilizando o código computacional MCNPX [X-5 Monte Carlo Team, 2003], inicialmente mantendo suas características, podendo ter suas configurações alteradas.

De posse de valores do fluxo de nêutrons calculados nas simulações da Pilha, caso sejam considerados insuficientes, deverá se considerar a elaboração de um projeto simplificado de um reator da linha Gás-Grafite, utilizando a estrutura e os materiais da Pilha. Caso a alternativa de criação de um reator seja mais viável, devem ser observados elementos de proteção radiológica, transferência de calor, controle e segurança, etc.

1.1. Objetivo

Neste trabalho, propõe-se em uma primeira etapa, realizar um estudo, utilizando simulação computacional com o código MCNPX, visando o uso da Pilha ARGUS (Arranjo Gás Urânio Subcrítico) do Centro Tecnológico do Exército (CTEEx), em sua configuração original e com adaptações dessa estrutura, através da criação de um canal que forneça um fluxo de nêutrons a ser utilizado em diversas aplicações, como neutronografia, análise de diversos materiais por ativação, aplicações em radioterapia, dentre outras.

Após o cálculo do fluxo de nêutrons deve-se optar pela concepção ou não de mudanças nas características da Pilha, podendo ainda, caso o fluxo de nêutrons seja muito baixo, partir para o projeto, mesmo que simplificado, de um reator da linha Gás-Grafite.

1.2. Motivação

Contribuir no aumento da disponibilidade de sistemas utilizados como fonte de nêutrons, através de um projeto simplificado de uma pilha subcrítica ou reator da linha Gás-Grafite, aproveitando a estrutura da Pilha ARGUS, existente no CTEx.

1.3. Relevância

Em um quadro de aumento crescente da demanda por produtos que envolvem a transformação pelo uso de fontes de nêutrons, são apresentados vários relatos sobre aplicações e dados importantes sobre a utilização dessas fontes.

a) A Análise por Ativação de Nêutrons (AAN) é aplicável em quase todo campo de interesse científico ou técnico. Para muitos elementos e aplicações, a AAN geralmente oferece sensibilidade superior aos outros métodos. É capaz de determinar concentrações na ordem de partes por bilhão (ppb) ou melhor. Além do mais, devido a sua precisão e confiabilidade, a AAN é reconhecida como um método de árbitro quando estão sendo desenvolvidos procedimentos novos ou quando outros métodos fornecem resultados suspeitos. Estima-se que a aplicação mundial de AAN é de aproximadamente 100.000 análises por ano. (Fonte: <http://www.fcf.usp.br/Ensino/Graduação/Disciplinas/LinkAula/My-Files/AAN.htm>).

b) O Brasil possui atualmente quatro reatores de pesquisa em funcionamento. A produção de radioisótopos ocorre principalmente no reator IEA-R1, instalado no Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN). Esse reator, porém, não atende a demanda brasileira dos radioisótopos utilizados na produção de radiofármacos, que em 2011, propiciaram a realização 1,5 milhão de procedimentos de medicina nuclear. (Fonte: <http://www.nuclep.gov.br/>).

c) Um sistema digital para tomografia com nêutrons, permite visualizar em duas e três dimensões a estrutura interna de materiais ricos em hidrogênio, mesmo quando envolvidos por espessas camadas de alguns metais, como alumínio, ferro, aço e chumbo, enquanto técnicas convencionais de radiografia, como de raios-X e radiação gama

apresentam algumas limitações que impossibilitam visualizar esses materiais com maior nível de detalhe. (Fonte: <http://agencia.fapesp.br/15891>).

d) A indústria é uma das maiores usuárias das técnicas nucleares no Brasil, respondendo por cerca de 30% das licenças para utilização de fontes radioativas. Na exploração de petróleo, fontes de nêutrons são utilizadas em processos para determinar o perfil do solo, enquanto outras podem auxiliar a distinguir, nesse processo, a quantidade de água, gás e óleo existentes no material extraído, facilitando o processo de exploração. (Fonte: <http://www.biodieselbr.com/energia/nuclear/energia-nuclear-industria.htm>).

e) A penetração de nêutrons em materiais é útil em instrumentos de detecção, tais como em radiografia de nêutrons de componentes de aeronaves e de armamentos, para detectar corrosão, soldas ruins, rachaduras e umidade presa; em detectores de metais portáteis; em medidores de umidade para encontrar água e as camadas de petróleo em poços de petróleo; como fonte de nêutrons portátil para prospecção de ouro e prata para análise local. (Fonte: [http://ipen.br/PosG30/TextoCompleto/Ruy%20Barros %20de%20Lima_M.pdf](http://ipen.br/PosG30/TextoCompleto/Ruy%20Barros%20de%20Lima_M.pdf)).

f) “Reator Multipropósito Brasileiro (RMB) começa a ser construído em Iperó, SP” - “Do novo complexo, sairá a produção de insumos cruciais para a área da saúde, materiais usados em tratamentos complexos, como o de câncer, e que garantirão a autossuficiência do Brasil em um setor dependente de importação e que hoje gera uma demanda superior a dois milhões de procedimentos por ano no país. Suas aplicações vão desde tecnologias usadas para a localização de microfissuras em asas de avião, até a verificação da quantidade de agrotóxicos encontrada em alimentos, atribuições que vão alimentar pesquisas e conhecimento nacionais”. (Fonte: Site Plano Brasil: Defesa, Inovação, Tecnologias, Geopolítica - <http://www.planobrazil.com/brasil-reator-multiproposito-brasileiro-rmb-comeca-a-ser-construido-em-iperó-sp/>, em 02 de março de 2014).

g) “Trata-se de um reator nuclear de pesquisa multipropósito que tem como uma de suas finalidades a produção de radioisótopos, que são a base para os radiofármacos utilizados na Medicina Nuclear e para produção de fontes radioativas usadas em

aplicações na indústria, na agricultura e no meio ambiente” (Site: DefesaNet (<http://www.defesanet.com.br/tecnologia/noticia/10775/Reator-Multiproposito-Brasileiro> 07 de Maio de 2013).

h) “A CNEN importa atualmente todo o molibdênio 99. Em 2009, com a paralisação do reator canadense que é o principal fornecedor do Brasil, juntamente com a interrupção de funcionamento de reatores na Bélgica e na Holanda, houve uma crise mundial no fornecimento deste radioisótopo. O Brasil buscou alternativas de importação na Argentina e na África do Sul, mas a área de Medicina Nuclear nacional precisou adaptar-se a uma situação de crise no abastecimento” (Fonte: Site DefesaNet (<http://www.defesanet.com.br/tecnologia/noticia/10775/Reator-Multiproposito-Brasileiro> 07 de Maio de 2013).

i) “Em função de seu caráter estratégico, os benefícios advindos da energia nuclear disparam em relação às demais fontes de energia. Entre os aspectos positivos do uso da energia nuclear para fins pacíficos se encontram: as águas dos oceanos podem ser dessalinizadas e transformadas em água potável, alimentos e embalagens são desinfetados, o controle de micróbios em peixes, camarões e frangos pode ser realizado e pode-se aumentar a validade de algumas especiarias. Por meio do processo de irradiação, a energia nuclear contribui com o processo de degradação dos poluentes e controle de pragas. É possível diagnosticar e tratar diversos tipos de doenças, em especial, o câncer. Em termos de engenharia, a energia nuclear está apta a realizar a medição de lençóis freáticos, controlar o bombeamento de petróleo, aumentar a resistência de fios e cabos elétricos. E Além de tudo isso, a energia nuclear, apesar de ser uma matriz energética complementar, é responsável por 17% da produção de energia elétrica mundial”.

j) “Além da aplicação na medicina, que salva milhares de vidas anualmente, o fluxo de nêutrons de alta intensidade advindo do funcionamento do novo reator multipropósito servirá para o teste de combustíveis e outros materiais utilizados na produção de energia e de propulsão, na tentativa de oferecer maior segurança eficiência para projetos como o complexo nuclear de Angra e o submarino nuclear brasileiro” (Fonte: <http://www.ifsc.usp.br/index.php?option=comcontent&view=article&id=857:entenda-o-projeto-do-grande-reator-multiproposito-brasileiro> catid=7:noticias&Itemid=224, 07 de Março de 2012).

1) “O RMB terá uma grande aplicação social para o país. O seu fluxo de nêutrons de grande intensidade irá testar combustíveis e materiais usados nos reatores de geração de energia e de propulsão, dando segurança a esses projetos e garantindo a continuidade no desenvolvimento do conhecimento nuclear do país. Por fim, ele abrigará um laboratório de uso de feixe de nêutrons em pesquisas de materiais usados em diversos setores da economia em complemento ao Laboratório Nacional de Luz Síncroton. Por isso, a decisão de implementar o projeto do RMB se reveste da maior relevância para o País, demonstrando uma vontade política que precisa, urgentemente, ser estendida a outras áreas científicas e tecnológicas” (Alerta em rede - <http://www.alerta.inf.br/sinal-verde-para-reator-nuclear-multiproposito/>).

Pelo teor dos itens e seus dados apresentados, fica claro que o mercado para a utilização de fontes de nêutrons está em franca expansão no Brasil e no mundo. Assim sendo, o fornecimento de mais uma alternativa para a execução de algumas dessas atividades é de extrema importância para o desenvolvimento da nação brasileira.

CAPÍTULO 2

FUNDAMENTOS TEÓRICOS

2.1. O Nêutron

A primeira evidência da existência do nêutron foi sugerida por Rutheford, sendo uma partícula que teria aproximadamente a mesma massa, número quântico de spin que o próton, mas carga zero; essa sugestão se deu para solucionar o problema de hipóteses anteriores onde existiam diferenças entre o peso atômico e carga nuclear dos elementos químicos. Alguns anos mais tarde, em 1932, esta partícula foi descoberta, sendo chamada de nêutron. Vários experimentos foram feitos para tentar provar a existência do nêutron, destacando-se, porém, o experimento de Walther Bothe, em 1930, onde um alvo de Berílio (Be) foi bombardeado por uma partícula alfa, gerando um núcleo de carbono e uma partícula de número atômico 1 e carga 0, conforme a equação a seguir:



onde, 1_0n representa o nêutron.

2.2.1. O Fotonêutron

Os fotonêutrons são produzidos devido à interação de fótons de alta energia com núcleos-alvo de elementos leves ou pesados. Essa produção é regida pelo fenômeno de ressonância de dipolo gigante (BALDWIN e KLAIBER, 1947 e 1948), que ocorre quando a energia dos fótons incidentes é próxima à energia de ligação dos nucleons (5-15 MeV). Na interação fóton-núcleo ocorre a fotoabsorção que leva a um deslocamento relativo dos prótons e nêutrons mais intensamente ligados no interior do núcleo. Segundo o modelo da gota líquida (WAY, 1939), este deslocamento gera uma vibração do fluido de prótons contra o fluido de nêutrons, levando o núcleo a um estado energético mais elevado. Neste estado o núcleo fica altamente instável, o que leva a uma provável liberação de energia sob a forma de emissão de nêutrons ou de prótons. No

caso da emissão de nêutrons, estes recebem o nome de fotonêutrons. Para núcleos pesados, a emissão de prótons é muito improvável, pois há uma intensa barreira colombiana impedindo que tais prótons sejam ejetados. Em contrapartida, o decaimento por ressonância de dipolo gigante em núcleos leves ocorre com igual probabilidade, tanto para prótons (γ,p), quanto para nêutrons (γ,n), predominando a emissão de um único nucleon.

2.2 Classificação dos Nêutrons

A divisão dos nêutrons em grupos de energia, utilizada neste trabalho, é apresentada na Tabela 2.2-1, onde a energia do nêutron é representada por “E”.

Tabela 2.2-1 Classificação dos nêutrons por faixa de energia

Tipo	Energia do nêutron
Nêutrons Lentos	$0 < E < 10^4$ (eV)
Nêutrons Frios	$E < 0,01$ (eV)
Nêutrons Térmicos	$0,01 < E < 0,3$ (eV)
Nêutrons Epitérmicos	$0,3 < E < 10^4$ (eV)
Nêutrons Rápidos	10^4 (eV) $< E < 20$ (MeV)
Relativístico	$E > 20$ (MeV)

Os nêutrons situados na faixa térmica possuem elevada seção de choque para as reações onde o nêutron é absorvido. Os nêutrons térmicos estão em equilíbrio térmico com o meio à temperatura ambiente. Isto ocorre quando o nêutron, ao atravessar a matéria, sofre colisões, perdendo energia até atingir uma distribuição de energia em equilíbrio com a dos átomos e moléculas do meio. No equilíbrio, os nêutrons térmicos apresentam uma distribuição de velocidade do tipo maxwelliana e a energia mais provável tem o valor de 0,025 eV a 20 °C.

2.3 A Interação de Nêutrons com a Matéria

Por não possuírem carga, os nêutrons interagem diretamente com os núcleos dos átomos e não com seus campos eletrostáticos, de maneira distinta das partículas carregadas. Dois processos principais regem essas interações:

a) espalhamento elástico (n,n) - A estrutura nuclear não sofre alterações e a interação é uma simples transferência de energia cinética e de quantidade de movimento, podendo ser descrita como o choque elástico de duas esferas rígidas. Nesse processo, o nêutron incidente tem sua velocidade e direção alteradas e o núcleo alvo permanece no estado fundamental;

b) absorção - O nêutron é capturado pelo núcleo, modificando-o. A energia cinética não é conservada, uma fração dessa energia excita o novo núcleo formado, que depois pode voltar a seu estado fundamental. A partir do estado excitado do núcleo, vários fenômenos podem ocorrer:

i) espalhamento inelástico (n,n') - o nêutron incidente deve possuir energia superior a um certo limiar; um outro nêutron é emitido pelo núcleo composto, que atinge o seu estado fundamental emitindo, na maioria das vezes, raios gama;

ii) captura radioativa - o núcleo composto, formado num estado excitado energeticamente, atinge a estabilidade pela emissão de um ou mais fótons ou partículas. Podem ocorrer reações do tipo (n,p), (n,2n), (n, γ) ou (n, α); e

iii) fissão nuclear - nesse caso o núcleo composto de um átomo pesado é separado em dois ou mais fragmentos e, em geral, são produzidos dois ou três novos nêutrons.

2.4 Parâmetros de Física de Reatores

2.4.1. Seção de choque

A probabilidade de ocorrer uma reação nuclear é quantificada em termos das seções de choque. A seção de choque microscópica, σ , representa a área alvo oferecida pelo núcleo para um nêutron incidente, determinando a probabilidade de ocorrência de uma reação nuclear envolvendo um único nêutron. A unidade de seção de choque microscópica é o barn (b), medida em dimensões de área, $1 \text{ b} = 10^{-24} \text{ cm}^2$. A seção de choque microscópica total, σ_t , é igual à soma das seções de choque microscópica de absorção, σ_a , e da seção de choque microscópica de espalhamento, σ_e , isto é:

$$\sigma_t = \sigma_a + \sigma_e \quad (2.3-1)$$

A seção de choque de absorção, por sua vez, pode ser dividida em várias componentes, ou seja,

$$\sigma_a = \sigma_{in} + \sigma_{cr} + \sigma_f + \dots \quad (2.3-2)$$

onde:

σ_{in} – seção de choque microscópica de espalhamento inelástico;

σ_{cr} – seção de choque microscópica para captura radioativa, e;

σ_f – seção de choque microscópica de fissão.

A seção de choque é dependente da energia do nêutron incidente e algumas das reações ocorrem somente a partir de uma determinada energia. Cada modo de interação compete com os outros. Logo, a fração de colisões que resulta numa dada reação particular dependerá da seção de choque relativa para a reação em questão. No entanto, em certas energias, algumas das interações não ocorrem ou são desprezíveis, não colaborando na seção de choque total.

A seção de choque macroscópica é normalmente representada por Σ e definida pela relação:

$$\Sigma = N \cdot \sigma \quad (2.3-3)$$

onde N é o número de átomos por centímetro cúbico no volume alvo. Esta relação expressa a seção de choque por centímetro e pode ser interpretada como a probabilidade de um nêutron ser espalhado ou absorvido em uma dada trajetória. Apesar de normalmente Σ ser denominado como “seção de choque”, Σ não representa uma área, sendo expresso em unidades de cm^{-1} e pode, portanto, ser interpretado como um coeficiente de atenuação de nêutrons.

O inverso da seção de choque macroscópica é definido como o livre caminho médio (λ) percorrido por um nêutron na amostra alvo.

$$\lambda = 1 / \Sigma = 1 / N \sigma \quad (2.3-4)$$

Se um nêutron se move com velocidade constante v, o tempo médio entre duas colisões

consecutivas é:

$$\tau = \lambda / v \quad (2.3-5)$$

Então, o número de colisões por segundo pode ser escrito como:

$$1 / \tau = v / \lambda = v \cdot \Sigma \quad (2.3-6)$$

A taxa de reação R de um determinado tipo é dada pelo produto do fluxo de nêutrons pela seção de choque macroscópica para o fenômeno correspondente:

$$R = \Phi(r) \cdot \Sigma \text{ [reações/cm}^3 \cdot \text{s]} \quad (2.3-7)$$

2.4.2. Fator de multiplicação

O fator de multiplicação (K) de um meio é a relação entre o número de nêutrons de uma geração e o da geração anterior.

O fator de multiplicação infinito (K_{∞}) é atribuído a um meio com a mesma composição e suposto como infinito, assim não há fugas de nêutrons do meio. O fator de multiplicação efetivo (K_{ef}) é atribuído a meios finitos. Assim, pode-se escrever [Duderstadt e Hamilton, 1942]:

$$K = \frac{\text{n}^{\circ} \text{ de nêutrons na } n\text{ésima geração}}{\text{n}^{\circ} \text{ de nêutrons na } (n-1)\text{ésima geração}} \quad (2.6.3-1)$$

Para constituir um sistema de reação em cadeia operando em um estado auto-sustentado, é necessário que K seja igual à unidade. Se K é menor que a unidade, não pode haver reação em cadeia. Se K é maior que a unidade, o número de nêutrons e fissões aumenta a cada geração, e a reação em cadeia é chamada divergente. O tamanho crítico para um sistema de reação em cadeia é o tamanho para o qual K é igual à unidade. Para $K < 1$, o sistema é denominado subcrítico. Para $K > 1$, o sistema é denominado supercrítico.

O fator de multiplicação pode ser ainda escrito como [Duderstadt e Hamilton, 1942]:

$$K_{ef} = \eta \varepsilon p f (1-l_f) (1-l_t) \quad (2.6.3-2)$$

onde:

η = Número de nêutrons produzidos por fissão por nêutron térmico absorvido no combustível;

ε = Fator de fissão rápida;

p = Probabilidade de escape da ressonância;

f = Fator de utilização térmica;

$(1-l_f)$ = Probabilidade de não-fuga rápida;

$(1-l_t)$ = Probabilidade de não-fuga térmica.

A expressão é conhecida como *fórmula dos seis fatores* para o valor de K_{ef} .

Já o fator de multiplicação infinito (K_∞) pode ser obtido pela resolução da fórmula dos quatro fatores, onde não há escape de nêutrons de tal sistema e as grandezas l_f e l_t são ambas iguais a zero. Assim o fator de multiplicação é dado por [Duderstadt e Hamilton, 1942]:

$$K_\infty = \eta \varepsilon p f \quad (2.6.3-3)$$

2.4.3. Reatividade

A reatividade (ρ) é uma grandeza que descreve o desvio relativo da criticalidade que um reator apresenta, sendo definida como [Duderstadt e Hamilton, 1942]:

$$\rho = \frac{K_2 - 1}{K_1} \quad (2.6.4-1)$$

onde:

K é o fator de multiplicação. Assim, um reator está crítico quando $K = 1$ e, conseqüentemente, $\rho = 0$, quando $K > 1$ tem-se $\rho > 0$ e reator é dito supercrítico e quando $K < 1$ tem-se $\rho < 0$ reator é subcrítico.

2.4.3.1. Coeficiente de reatividade com a variação de temperatura

O coeficiente de reatividade da temperatura pode ser definido como [Duderstadt

e Hamilton, 1942]:

$$\alpha_T = \frac{d\rho}{dT} = \frac{1}{K^2} \frac{dK}{dT} \approx \frac{1}{K} \frac{dK}{dT} \quad (2.6.4.1-1)$$

Basicamente α_T mede a mudança fracional em K por unidade de mudança na temperatura. E deve ser preferencialmente negativo, a fim de obter um núcleo estável [GLASSTONE e EDLUND, 1952].

O combustível nuclear reage imediatamente às mudanças no nível de potência, sendo assim, seu comportamento conduzirá à resposta primária do reator a alterações no sistema. Assim, deve-se garantir que o coeficiente de temperatura do combustível seja negativo. Em muitos reatores isso é devidamente efetivado pelo denominado Efeito Doppler, representado pela Figura 2.6.4.1-1 [LAMARSH, 1966]; onde ocorre um acréscimo na absorção ressonante para o ^{238}U do sistema devido a um correspondente acréscimo na temperatura do núcleo.

Logo, a situação mais favorável é aquela na qual α_T possui um valor negativo, causando um decréscimo na reatividade (ρ) com um aumento na temperatura, levando a um decréscimo na potência, estabilizando, desta forma, o nível de potência do reator.

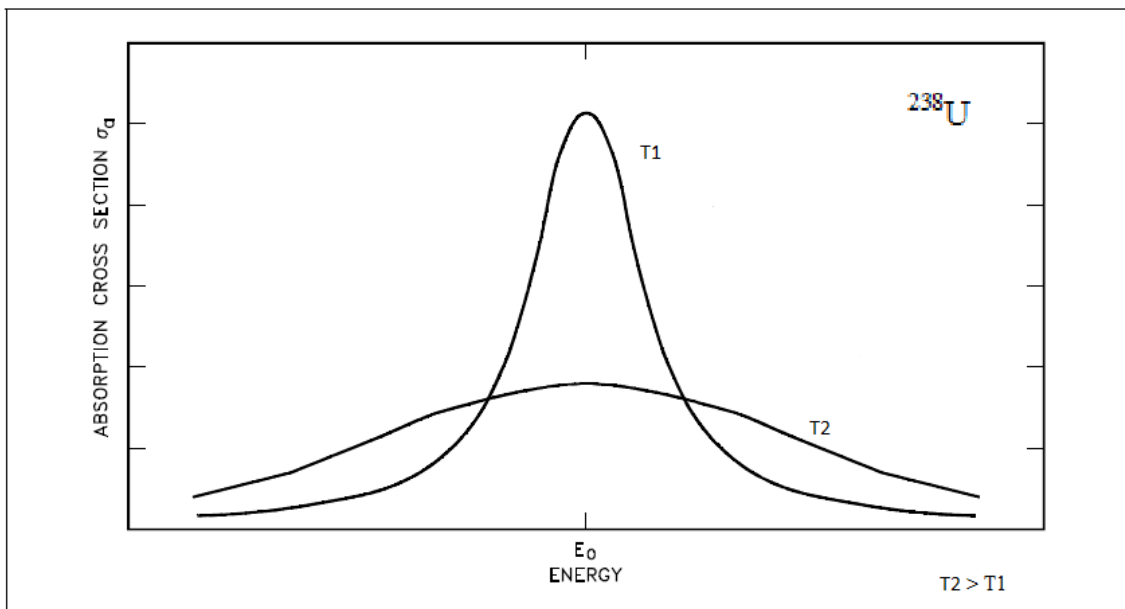


Figura 2.4.3.1-1 Efeito Doppler

2.4.4. Fluxo de nêutrons

Fluxo de nêutrons é a quantidade de nêutrons que atravessa uma unidade de área

em um segundo, independentemente de direção ou sentido.

$$\Phi = \frac{\text{número de nêutrons}}{dA dt} \text{ (nêutrons / cm}^2 \text{ s}^{-1}\text{)} \quad (2.6.5-1)$$

2.4.5. Potência

A Potência de um reator nuclear é diretamente proporcional à população de nêutrons em seu núcleo. A densidade de potência P dissipada no núcleo de um reator ou em um dado volume V de seu núcleo é dada pela equação 2.6.6-1 [ZAMBONI, 2007], sendo G a energia revertida por fissão, N_f o número de átomos físséis no volume considerado (átomos/cm³), σ_f a seção de choque dos átomos físséis em todo o espectro de energia dos nêutrons e Φ o fluxo diferencial de nêutrons entre E e E+dE. Assim:

$$P = G N_f \int_V \int_E \sigma_f(r,E) \Phi(r,E) dV dE \quad (2.6.6-1)$$

Se considerarmos que a queima de combustível seja desprezível em função da pequena magnitude do fluxo de nêutrons no núcleo de um reator, N_f será independente da posição (r) e conseqüentemente do volume considerado do reator.

Se forem atribuídos os valores médios dos parâmetros σ_f e Φ , integradas ao longo do volume considerado do reator e do espectro de energia dos nêutrons, então pode-se reescrever a eq 2.6.6-1, de tal forma a obter-se a eq 2.6.6-2 [ZAMBONI, 2007], considerando agora toda a potência dissipada no volume V do núcleo do reator:

$$P = G N_f \sigma_f \Phi V = G \Sigma_f \Phi V \quad (2.6.6-2)$$

2.5 Algumas utilizações das fontes de neutrons

2.5.1 Neutronografia (NR)

A Neutronografia (NR) usa os nêutrons como partículas de prova e estes por suas especificidades quanto à ausência de carga e interação com a matéria, muito diferente dos outros tipos de radiação, apresentam algumas vantagens na inspeção de materiais

em Ensaios Não-Destrutivos (END). A NR amplia e complementa dados das radiografias mais comuns (raios x e gama), aumentando o campo de atuação dos testes de END e criando contrastes em filmes radiográficos diferentes dos outros tipos de radiografias. Abaixo são citados alguns exemplos onde a NR pode atuar melhorando a qualidade radiográfica.

- Diferenciação de materiais com números atômicos próximos.
- Localização de materiais leves dentro de materiais pesados.
- Inspeção de elementos e placas combustíveis.
- Determinação da distribuição do combustível nuclear.
- Verificação de juntas em peças irradiadas.

2.5.2 Tomografia com nêutrons

As técnicas convencionais de radiografia, utilizando fontes como de raios-X e radiação gama, apresentam algumas limitações que impossibilitam visualizar com maior nível de detalhes a estrutura interna de materiais como água, sangue, óleo, borracha e explosivos.

Um sistema digital para tomografia com nêutrons, permite visualizar em duas e três dimensões a estrutura interna destes materiais ricos em hidrogênio, mesmo quando envoltos por espessas camadas de alguns metais, como alumínio, ferro, aço e chumbo.

O sistema também possibilita inspecionar materiais radioativos, como elementos de reatores nucleares. E pode ter aplicações para o estudo da estrutura interna de materiais de diversas áreas, tais como da aeroespacial, arqueológica, médica, biológica e automotiva.

O sistema já é utilizado para realização de ensaios não-destrutivos de materiais de diversas áreas, como componentes pirotécnicos de engenharia aeroespacial, pás de turbinas de aviões, protótipo de coração artificial e objetivos arqueológicos. E deve ser aprimorado de modo a também permitir inspecionar células de combustível para geração de energia elétrica.

A inspeção da estrutura interna de materiais utilizando essa técnica é realizada irradiando a amostra do material em um feixe uniforme de nêutrons. Um conversor, composto por elementos químicos com elevada capacidade para absorver nêutrons, como gadolínio, disprósio, boro e lítio, transforma a intensidade de luz transmitida pela amostra em outra radiação, como de elétrons, alfas, prótons e fótons, capaz de sensibilizar um filme convencional para raios X, de modo a formar a imagem da

estrutura interna do material.

Ao utilizar um conversor cintilador, a luz emitida pela amostra pode ser capturada por um sensor de uma câmera de vídeo, que possibilita obter e visualizar projeções em duas dimensões da estrutura interna do material analisado em tempo real. Para obter imagens da estrutura interna do material inspecionado em três dimensões é usado um sistema similar ao em tempo real que captura imagens individuais (tomos) da amostra sob diferentes ângulos, que são armazenadas em um computador e reconstruídas por um software.

2.5.3 Análise por ativação com nêutrons (AAN)

Análise por Ativação com Nêutrons (AAN) consiste no bombardeamento de um dado material seguido da medida da radioatividade induzida. Em geral, a irradiação é feita com nêutrons térmicos e a radioatividade resultante é medida usando-se a espectrometria dos raios gama emitidos por cada radioisótopo. Uma vez que cada isótopo produzido no processo de ativação possui características de emissão próprias (meia vida e energia das partículas ou radiação gama emitidas) é possível efetuar determinações quantitativas da concentração por comparação com padrões. A AAN é um método de análise não destrutivo que permite, em alguns casos, determinar as concentrações de 20 a 40 elementos numa única amostra.

É aplicável em quase todo campo de interesse científico ou técnico. Para muitos elementos e aplicações, a AAN geralmente oferece sensibilidade superior aos outros métodos. É capaz de determinar concentrações na ordem de partes por bilhão (ppb) ou melhor. Além do mais, devido à sua precisão e confiabilidade, a AAN é reconhecida como um método de árbitro quando estão sendo desenvolvidos procedimentos novos ou quando outros métodos fornecem resultados suspeitos. Estima-se que a aplicação mundial de AAN é de aproximadamente 100.000 análises por ano.

Os requisitos básicos para realizar uma análise por AAN são: fonte de nêutrons (reator nuclear, por exemplo), uma instrumentação para medir a radioatividade gama (Detector de Ge hiperpuro ou Ge-Li, acoplado a um sistema de análise) e conhecimento das reações induzidas por nêutrons ao interagem com os núcleos dos átomos da amostra.

A captura de nêutrons ou a reação nuclear tipo $X(n, \text{gama})Y$ é a sucessão de eventos que utiliza a AAN, conforme é ilustrado na Figura 2.4.3-1. Quando um nêutron é capturado por um núcleo numa colisão não-elástica, o nuc'lídeo transmuta para um

isótopo em estado excitado. A energia de excitação do núcleo formado provém da energia de ligação do nêutron incidente com o núcleo do elemento alvo. O núcleo formado poderá liberar instantaneamente a energia de excitação, alcançando uma configuração mais estável quando emite fótons, chamados aqui, gama-prontos. A energia desses raios gama são características de cada elemento. Alternativamente, em muitos casos, o núcleo transmutado é um radioisótopo que vai se desexcitar (ou decair) pela emissão de partícula beta acompanhada de um ou mais raios gama. Nesse caso, por serem emitidos após a interrupção da irradiação, são aqui denominados de fótons gama "atrasados". As energias e o tempo de atraso ($T_{1/2}$) desses fótons gama "atrasados" são características de cada radioisótopo formado na reação $X(n,g)Y$. Dependendo do elemento radioativo, o $T_{1/2}$ pode variar de frações de segundos até vários anos.

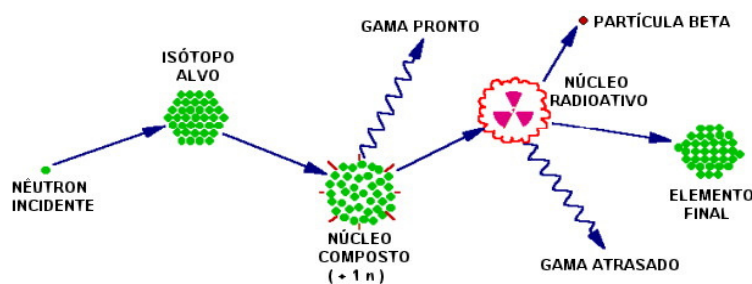


Figura 2.5.3-1 Reação nuclear verificada no processo de análise por ativação

Como exemplos de áreas em que o método de análise por ativação é utilizado rotineiramente, pode-se citar, dentre outras, as seguintes:

- Arqueologia.
- Bioquímica: Estudo de enzimas e proteínas usando Selênio.
- Uso de traçadores estáveis no diagnóstico médico, p.ex., absorção de gordura em fibrose cística e teste de estatorrea generalizada.
- Mecanismos da ação do hormônio tireoidiano.
- Epidemiologia nutricional — Estudo da relação entre dieta, marcadores moleculares e risco de câncer: Estudo de dieta, estilo de vida e saúde.
- Epidemiologia nutricional – Estudo sobre câncer na tireóide e melanomas.
- Estudos do solo.

2.5.4. Uso em terapia com nêutrons

A técnica mais comum de utilização de feixe de nêutrons em tratamentos médicos é a chamada Terapia por Captura de Nêutrons em Boro (BNCT), onde se busca o tratamento seletivo de tumores cancerígenos, como por exemplo, de tumores cerebrais, cujo tratamento não pode ser feito por técnicas convencionais como a cirurgia ou a quimioterapia. Para se obter sucesso com esta modalidade de tratamento de câncer é necessário irradiar o tumor com um feixe de nêutrons térmicos ou epitérmicos de alta intensidade e com o mínimo de contaminantes como nêutrons rápidos e radiação gama.

A característica do feixe de nêutrons para uso em BNCT deve ser de tal forma que a dose no tecido sadio seja a menor possível e, dependendo do caso, a penetração dos nêutrons seja maximizada para permitir o tratamento de tumores não superficiais.

A menor dose no tecido sadio é alcançada com um composto bem seletivo e com a irradiação com um fluxo de nêutrons térmicos com energia na região de 0,025 eV. Mas devido a baixa penetração destes nêutrons, para tratar casos como glioblastoma multiforme, que é um tumor cancerígeno no cérebro, é necessário uma intervenção cirúrgica chamada craniotomia, procedimento cirúrgico que consiste em abrir o crânio do paciente para expor a região onde está o tumor diretamente ao fluxo de nêutrons térmicos.

Para que seja evitada a craniotomia, pode-se utilizar um feixe de nêutrons epitérmicos com energia na faixa de 0,5 eV a 40 keV. Este feixe de nêutrons possui um poder de penetração de alguns centímetros no tecido, sendo por reações de espalhamento gradualmente desacelerado (moderado) até chegar ao tumor, onde ocorre a reação nuclear com o Boro-10 pela captura do nêutron que foi termalizado pelo tecido cerebral, e os produtos dessa reação depositam localmente sua energia no interior da célula tumoral. Os nêutrons epitérmicos termalizam-se em aproximadamente 2,5 cm de tecido cerebral, e proporcionam um fluxo de nêutrons térmicos no tumor com um mínimo de dano ao tecido normal. Dessa forma, é possível fracionar a dose em exposições menores, o que é absolutamente inviável quando o paciente tem seu crânio aberto cirurgicamente.

Qualquer componente do feixe que tenha efeito biológico, como os raios gama e os nêutrons rápidos (altamente energéticos), é indesejável, pois estes possuem um alto poder de penetração e assim não depositam sua energia no interior da célula cancerosa e, portanto prejudicam principalmente o tecido sadio e, por este motivo, devem ser evitadas ao máximo. Devido a isto é necessário o uso de um conjunto de elementos

como moderadores, refletores, filtros e blindagens.

Este conjunto de elementos é necessário para diminuir perdas de nêutrons do feixe, ajustar o feixe de nêutrons em energia, alinhar e colimar o feixe de nêutrons e barrar a radiação gama.

Para se ter sucesso em uma irradiação para tratamento por BNCT é recomendado que a fluência de nêutrons térmicos deva ser de aproximadamente 4×10^{12} n/cm² com uma concentração de 30 µg de ¹⁰B por grama de tecido tumoral. Deve-se salientar ainda que esta fluência deve ser conseguida em uma irradiação de poucas horas com um fluxo de nêutrons térmicos de aproximadamente $1,0 \times 10^9$ n/cm² s⁻¹.

2.5.5. Fluxo de nêutrons necessário para algumas das aplicações apresentadas

A Tabela 2.5.5-1 apresenta um resumo dos fluxos de nêutrons térmicos necessários para as aplicações em BNCT, Neutronografia e AAN.

Tabela 2.5.5-1 Fluxos de nêutrons térmicos necessários para diversas aplicações

APLICAÇÃO	FLUXO (n/cm ² s ⁻¹)	OBSERVAÇÕES
BNCT	$1,0 \times 10^9$	Térmicos/epitérmicos
Neutronografia	$1,0 \times 10^3$ a $1,0 \times 10^6$	Resolução– razoável/boa
	$1,0 \times 10^5$ a $1,0 \times 10^8$	Resolução - excelente
Análise por Ativação com Nêutrons (AAN)	$1,0 \times 10^3$ a $1,0 \times 10^9$	Quanto maior for o fluxo de nêutrons maior será a sensibilidade dos resultados

2.5.6. Fontes de Nêutrons

Destacam-se como principais fontes de nêutrons: os reatores nucleares, os aceleradores de partículas e as fontes radioisotópicas. No emprego de cada uma delas, as características mais importantes, que devem ser levadas em consideração, são: a intensidade da fonte e o espectro de energia dos nêutrons.

Por exemplo, no caso da neutronografia, essas características influenciam no tempo de exposição e na formação da imagem. Os reatores nucleares apresentam alta intensidade de nêutrons na entrada do colimador, de 10^{10} a 10^{13} n/cm².s⁻¹, possibilitando um feixe bem colimado, de 10^4 a 10^9 n/cm².s⁻¹ no plano da imagem. Isso, além de exigir

um tempo de exposição da amostra bem menor, gera imagens neutrongráficas de alta resolução. Porém, deve-se mencionar outros fatores relevantes que se referem ao uso desse tipo de fonte: sua operação não é simples; sua construção requer alto custo; e necessita ainda de cálculos complexos de blindagens. Os aceleradores de partículas emitem nêutrons rápidos, a partir do bombardeamento de núcleos por partículas aceleradas. Essas partículas energéticas, que podem ser próton, alfa, deutério ou fótons gama, colidem com núcleos leves, tais como: berílio, lítio, trítio ou deutério [Yoshikawa, 2005]. Essa interação resulta num núcleo composto e excitado. Assim, se a energia total de excitação for maior do que a energia de ligação do último nêutron do núcleo composto, existe uma alta probabilidade de ocorrer uma pronta emissão de um nêutron. Assim como os reatores, os aceleradores de partículas não são portáteis e exigem uma blindagem muito maior, que viabilizem o uso dessa fonte. O emprego de fontes radioisotópicas justifica-se por serem de fácil operação e mais compactas, possibilitando maior facilidade no transporte. Entretanto, esse tipo de fonte fornece uma intensidade de nêutrons menor que os aceleradores de partículas e reatores nucleares, o que exige maior tempo de exposição em cada inspeção.

A Tabela 2.5.6-1 compara as principais fontes de nêutrons utilizadas em Neutronografia, em termos de vantagens e desvantagens de cada uma.

Tabela 2.5.6-1 Tipos de fontes de nêutrons utilizadas em neutronografia [DE OLIVEIRA, 2011]

TIPO DE FONTE	DENSIDADE DE FLUXO TÍPICO ($n/cm^2 \cdot s^{-1}$)	RESOLUÇÃO RADIOGRÁFICA	TEMPO DE EXPOSIÇÃO	CARACTERÍSTICAS
Radioisótopos	10^1 a 10^4	Pobre	> 3h	Operação constante, custo médio, uso portátil
Acelerador de partículas	10^3 a 10^6	Razoável	\approx 3h	Operação pulsada, Custo, transportável.
Unidades subcríticas	10^4 a 10^6	Boa	\approx 2h	Operação constante, custo alto, não portátil
Reator Nuclear	10^5 a 10^8	Excelente	< 1h	Operação constante, custo alto, não portátil

2.6. A Fissão Nuclear

2.6.1. Liberação de energia na fissão

Uma das propriedades mais impressionantes do fenômeno da fissão é a magnitude da energia liberada por ele, que é cerca de 200 MeV, comparada com alguns MeV para outras reações nucleares e alguns eV para as reações químicas. A Tabela 2.6.1-1 [Terremoto, 2004] mostra o somatório de energia liberada em uma fissão de um núcleo de ^{235}U por nêutrons térmicos.

Tabela 2.6.1-1 Energia total liberada na fissão de um núcleo de ^{235}U por nêutrons térmicos

Energia cinética dos fragmentos de fissão	167 MeV
Energia cinética dos nêutrons da fissão	5 MeV
Energia dos raios-gama prontos	7 MeV
Energia do decaimento beta	5 MeV
Energia do decaimento gama	5 MeV
Energia dos anti-neutrinos	11 MeV
ENERGIA TOTAL DA FISSÃO	200 MeV

2.6.1. 1. Emissão de raios-gama na fissão

Pesquisas revelaram que dois tipos diferentes de raios-gama são emitidos como decorrência direta do processo de fissão [Terremoto, 2004].

O primeiro tipo é constituído por raios-gama de decaimento, assim denominados porque acompanham o decaimento beta negativo da maioria dos produtos de fissão radioativos e, portanto, são emitidos ao longo de um determinado período de tempo. O espectro de energia correspondente aos raios-gama de decaimento é discreto.

O segundo tipo abrange os chamados raios-gama prontos, os quais são emitidos pelos fragmentos de fissão diretos durante as respectivas transições para o estado fundamental. Medidas mostraram que, em média, aproximadamente 7 MeV de energia são liberados sob a forma de raios-gama prontos em cada fissão, sendo que a ocorrência mais comum consiste na emissão de cerca de 8 fótons com energia média em torno de 1 MeV cada. No caso dos raios-gama prontos, o espectro da radiação emitida é contínuo e apresenta intensidade decrescente com o aumento da energia do fóton, cujo valor máximo perfaz aproximadamente 7 MeV. Uma estimativa do tempo de emissão dos

raios-gama prontos indicou que, para a maioria deles, o mesmo não excede alguns poucos nanosegundos após a fissão.

2.6.2. Reatores nucleares

A realização de uma reação em cadeia auto-sustentada com urânio depende de um balanço favorável entre quatro processos competitivos [Terremoto, 2004]:

1. fissão de núcleos de urânio, com o número de nêutrons emitidos sendo maior que o número de nêutrons capturados;
2. captura de nêutrons pelo urânio sem ocorrência de fissão;
3. captura de nêutrons por outros materiais, sem que ocorra fissão;
4. escape de nêutrons do núcleo do reator.

Se a perda de nêutrons como consequência dos três últimos processos é menor ou igual ao excesso produzido pelo primeiro, a reação em cadeia auto-sustentada ocorre. Caso contrário, não ocorre.

Existe um certo tamanho do sistema, denominado tamanho crítico, para o qual a produção de nêutrons pela fissão é exatamente igual à sua perda por captura sem fissão e escape, tornando possível uma reação em cadeia auto-sustentada. Se o tamanho do sistema é menor que o tamanho crítico, uma reação em cadeia não pode ser sustentada. A existência de um tamanho crítico abaixo do qual uma reação em cadeia não se estabelece contrasta fortemente com sistemas baseados em reações químicas, nos quais a possibilidade de ocorrência de uma reação independe do tamanho do sistema.

A taxa com que as fissões ocorrem num reator determina o número de nêutrons produzidos por unidade de tempo e também a taxa com que o calor é produzido, relacionada com o nível de potência. Para que um reator opere num nível de potência constante, a energia liberada na fissão deve ser removida do conjunto. A energia da fissão, originalmente na forma de energia cinética dos fragmentos de fissão, nêutrons, partículas beta e raios-gama, é convertida em calor quando estas partículas são barradas nos materiais do reator. O calor é removido, fazendo circular um refrigerante através do reator. Podem ser usados como refrigerante a água, um gás ou um metal líquido. A escolha do refrigerante depende da finalidade a que se destina o reator, sendo limitada por considerações nucleares e de engenharia.

Os reatores nucleares podem ser classificados de acordo com as características do sistema de reação em cadeia que os constitui. A classificação pode ser efetuada,

dentre outros, de acordo com os seguintes critérios [Terremoto, 2004]:

- Energia dos nêutrons em que ocorre a maior parte das fissões:
 - energias altas;
 - energias intermediárias;
 - energias baixas.

- Material físsil presente no combustível nuclear:
 - urânio natural;
 - urânio enriquecido em Urânio 235;
 - Plutônio 239.

- Configuração do conjunto combustível / moderador:
 - homogêneo;
 - heterogêneo.

- Moderador:
 - grafite;
 - água;
 - água pesada;
 - berílio ou óxido de berílio.

- Refrigerante:
 - gás (ar, CO₂ ou He);
 - água;
 - água pesada;
 - metal líquido.

- Finalidade a que se destina:
 - pesquisa científica;
 - produção de radioisótopos;
 - produção de material físsil;
 - geração de energia elétrica.

2.7. Breve histórico dos reatores nucleares de pesquisa

Os reatores nucleares de pesquisa servem como fontes de nêutrons para propósitos experimentais diversos. A potência térmica deste tipo de reator nuclear geralmente perfaz entre kW e alguns poucos MW. Quando utilizados para a produção de radioisótopos, a potência térmica destes reatores nucleares pode atingir até 25 MW.

A denominação dada aos reatores nucleares de pesquisa varia de acordo com o propósito a que se destina o fluxo de nêutrons deles proveniente. Os reatores para teste de materiais fornecem um fluxo alto de nêutrons rápidos, permitindo estudar o comportamento sob irradiação apresentado por materiais utilizados em reatores nucleares. Os reatores para produção de radioisótopos destinam-se à produção de isótopos radioativos utilizados em atividades industriais, medicinais e agrícolas. Os reatores de potência zero, também chamados conjuntos críticos ou unidades críticas, são utilizados principalmente para estudar as propriedades neutrônicas de um arranjo físsil a baixa potência ($P < 1$ kW). Os reatores protótipo são reatores de potência baixa que servem como protótipo para reatores de potência elevada.

O primeiro reator nuclear do mundo, um conjunto crítico, atingiu a criticalidade no dia 02 de dezembro de 1942. O Chicago Pile 1 (CP-1), como foi denominado, era constituído por blocos de grafite empilhados (9 m de largura, 9,5 m de comprimento, 6 m de altura, totalizando 1350 toneladas de grafite), com urânio natural metálico sob a forma de barras inserido internamente (52 toneladas) e controlado por folhas de cádmio metálico.

A grande maioria dos reatores de pesquisa iniciou suas operações em fins da década de 50 e início da década de 60. A Índia foi o primeiro país em desenvolvimento a construir um reator de pesquisa, no ano de 1956 (IN0001, APSARA) tipo piscina de 1 MW de potência. Em abril de 2004, havia no mundo 272 reatores de pesquisa em operação em 56 países, conforme dados da Agência Internacional de Energia Atômica (AIEA) [Terremoto, 2004].

O primeiro reator de pesquisa brasileiro, denominado IEA-R1, foi instalado no antigo Instituto de Energia Atômica (IEA), hoje Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN/CNEN-SP), situado no Município de São Paulo. Este reator foi projetado e construído pela empresa norte-americana Babcock & Wilcox Co., de acordo com as especificações fornecidas pela Comissão de Energia Atômica dos EUA. A criticalidade inicial, a primeira do hemisfério sul, foi atingida no dia 16 de setembro de 1957. Este reator é do tipo piscina e na época da inauguração era previsto que o mesmo

viesses a operar na potência de 5 MW. Entretanto, até setembro de 1997 o reator operou quase sempre apenas a 2 MW, quando foram concluídas diversas reformas que o capacitaram para efetivamente operar a 5 MW.

Após o IEA-R1, o segundo reator de pesquisa brasileiro foi um reator tipo TRIGA (IPR-R1) de 100 kW, construído pela empresa norte-americana General Atomics para o Instituto de Pesquisas Radioativas (IPR), hoje denominado Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN/CNEN-MG) situado no Município de Belo Horizonte. Este reator iniciou sua operação no dia 11 de outubro de 1960.

O terceiro reator de pesquisa brasileiro foi instalado no Instituto de Engenharia Nuclear (IEN/CNEN-RJ), situado no Município do Rio de Janeiro. O reator ARGONAUTA foi construído por técnicos brasileiros que modificaram e adaptaram o projeto original, tendo atingido a criticalidade pela primeira vez no dia 20 de fevereiro de 1965.

No dia 09 de novembro de 1988 atingiu pela primeira vez criticalidade o quarto reator de pesquisa brasileiro, um reator de potência zero denominado IPEN/MB-01, projetado e construído inteiramente com tecnologia nacional (inclusive os combustíveis) pelo IPEN/CNEN-SP em conjunto com a Marinha do Brasil (através do Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo - CTMSP). O IPEN/MB-01 constitui, portanto, o segundo reator de pesquisa instalado no IPEN/CNEN-SP.

2.8. Tipos mais comuns de reatores nucleares de pesquisa

2.8.1. Reatores tipo piscina

Este tipo de reator de pesquisa é o mais utilizado em todo mundo, sendo frequentemente denominado reator tipo MTR (sigla para “Materials Testing Reactor”). Apresenta como característica principal o fato do núcleo do reator estar imerso em uma piscina ou tanque contendo água. Trata-se de um reator heterogêneo, pois o combustível nuclear e o moderador estão separados fisicamente. O combustível nuclear é formado por placas agrupadas em elementos combustíveis, sendo o revestimento de cada placa feito de alumínio. No cerne de cada placa está localizado o material combustível propriamente dito, constituído por uma liga metálica de urânio e alumínio (U-Al) ou por um composto de urânio (geralmente U_3O_8 ou U_3Si_2) disperso em alumínio. O reator IEA-R1 se enquadra neste grupo de reatores e será descrito à parte [Terremoto, 2004].

2.8.2. Reatores a grafite

O primeiro reator nuclear construído no mundo, o CP-1 (Chicago Pile 1), foi um reator deste tipo, e as primeiras instalações destinadas à produção de plutônio também utilizaram este tipo de reator. Estes reatores se caracterizam principalmente pelo grande tamanho quando utilizam urânio natural, apresentando baixa densidade de potência. Possui a vantagem de possibilitar a realização simultânea de vários experimentos, devido ao seu grande tamanho. A estrutura do reator é constituída por blocos de grafite sobrepostos, que formam um cubo com aproximadamente 6 m de aresta, sem incluir blindagem. A região central desta estrutura é preenchida com barras de urânio natural metálico para formar o núcleo do reator. Para atingir a massa crítica, este tipo de arranjo requer o uso de aproximadamente 30 toneladas de urânio natural metálico. O reator é refrigerado a gás, empregando-se CO₂ ou ar atmosférico como refrigerante. A blindagem biológica deste tipo de reator é formada por grandes volumes de concreto com massa específica elevada [Terremoto, 2004].

2.8.3. Reatores TRIGA

Triga é uma sigla utilizada para designar “Training, Research, Isotopes, General Atomics”. Este tipo de reator foi desenvolvido pela empresa norte-americana General Atomics, tendo entrado em operação pela primeira vez em 1958. É hoje um dos mais utilizados em todo mundo. Há três modelos disponíveis (Mark I, II e III). A característica principal deste tipo de reator é o fato do núcleo estar imerso em um tanque de alumínio, cheio de água desmineralizada, com 2 m de diâmetro, localizado abaixo do nível do solo a 7 m de profundidade. No que se refere às instalações experimentais, os dispositivos de irradiação anexos a este tipo de reator incluem um tubo central experimental, preenchido com água, que permite a irradiação de amostras sob um fluxo de nêutrons térmicos que perfaz aproximadamente $5,0 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ [Terremoto, 2004].

2.8.4. Reatores ARGONAUTA

O reator tipo Argonauta, sigla para “Argonne Nuclear Assembly for University Training”, entrou em operação pela primeira vez em 1957 no Laboratório Nacional de

Argonne (EUA), para ser um reator de baixo custo e servir principalmente para treinamento e experimentos em universidades. O Argonauta foi originalmente projetado para operar a potências de até 10 kW. Posteriormente, vários reatores deste tipo tiveram a potência de operação máxima aumentada para 100 kW. Para descrever as características principais do reator Argonauta, será tomado como base o reator existente no Instituto de Engenharia Nuclear (IEN/CNEN-RJ). O reator é constituído por dois cilindros de alumínio instalados concêntricamente, de modo a formar um anel cilíndrico. O cilindro de menor diâmetro é preenchido com grafite, sendo denominado coluna térmica interna. O anel formado entre os dois cilindros se encontra imerso em água desmineralizada e nele estão localizados os elementos combustíveis. O fluxo médio de nêutrons e a massa crítica variam bastante com a distribuição adotada. Apesar da potência máxima nominal de projeto do reator ser 5 kW, o mesmo opera a baixa potência, usualmente 170 W ou 340 W, sendo a potência máxima licenciada para uma operação contínua igual a 500 W. O fluxo máximo de nêutrons térmicos no núcleo perfaz $1,0 \times 10^9 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$ [Terremoto, 2004].

2.8.5. Reatores de potência zero

Este tipo de reator constitui um laboratório para a montagem segura e eficiente de conjuntos críticos com baixa potência (da ordem de Watts), enfatizando-se a flexibilidade em se realizar mudanças experimentais. A função principal destas instalações é permitir estudos das características neutrônicas para diferentes composições e configurações de núcleos de reatores de potência, mediante simulações em escala de potência zero. Pelo fato de operarem à temperatura ambiente e potência bastante baixa, estes reatores não necessitam de sistemas de refrigeração. Há dois tipos de reatores de potência zero: os secos e os tipo tanque. Os reatores de potência zero secos são empregados no estudo de reatores refrigerados a gás, sendo construídos em forma de mesa partida, ou seja, o arranjo crítico é dividido em duas partes que se tornam críticas quando juntas. Os reatores de potência zero tipo tanque têm sido utilizados como simulador neutrônico de reatores de potência moderados e refrigerados a água leve ou pesada. Neste caso, o núcleo a ser estudado é montado dentro de um tanque na configuração pretendida, sendo este tanque posteriormente completado com o moderador (água ou água pesada). O controle de reatividade neste tipo de reator é geralmente efetuado por meio de barras de controle e por drenagem do fluido moderador.

No Brasil, o único reator de potência zero tipo tanque é a unidade crítica IPEN/MB-01, com potência máxima de 100 W, localizado nas dependências do IPEN/CNEN-SP. O moderador utilizado neste reator é água desmineralizada. O projeto do reator IPEN/MB-01 teve como objetivo construir e testar um núcleo típico para uso em propulsão naval de submarinos, ou seja, no qual o controle de reatividade fosse efetuado a partir da inserção ou retirada de barras de controle, contrariando o modelo de muitas unidades críticas em que o controle se dá pelo nível de fluido moderador no tanque. O controle de reatividade através do uso de barras de controle é típico de reatores navais, projetados para proporcionar rápidas variações de potência, afim de empreenderem manobras de fuga ou de perseguição [Terremoto, 2004].

2.8.6. Reatores de alto fluxo

Este tipo de reator é destinado à pesquisa do desempenho de materiais sob irradiação, utilizando para tanto um fluxo de nêutrons elevado (geralmente maior que 10^{14} n/cm².s⁻¹). Exemplos são os reatores *Osiris* (França), *High Flux Beam Reactor* (EUA), *High Flux Isotope Reactor* (EUA) e *BR-2* (Bélgica) e o IEA-R1 (Brasil). Quando o reator IEA-R1 se encontra em operação à potência de 5 MW, o fluxo médio de nêutrons térmicos (energia cinética menor ou igual a 0,625 eV) no núcleo ativo totaliza $3,45 \times 10^{13}$ n/cm².s⁻¹, enquanto o fluxo médio de nêutrons rápidos (energia cinética maior que 0,625 eV) totaliza $9,45 \times 10^{13}$ n/cm².s⁻¹ [Terremoto, 2004].

2.9. Reatores de Pesquisa moderados a grafite

Neste item é apresentada uma descrição sucinta de diversos reatores moderados a grafite que poderão servir de parâmetro para este estudo.

2.9.1. Chicago Pile

Chicago Pile-1 (CP-1) foi o primeiro reator nuclear artificial, sendo que a primeira reação nuclear artificial auto-sustentada foi iniciada em 2 de dezembro de 1942.

O reator era um empilhamento de blocos de urânio e grafite, construído sob a supervisão do renomado físico italiano Enrico Fermi. Continha uma massa crítica de material físsil e grafite e foi construído como parte do Projeto Manhattan. A forma da

ilha tinha sido projetada para ser esférica, mas durante a construção Fermi calculou que a massa crítica poderia ser obtida sem que se terminasse toda a estrutura.

Uma greve de trabalhadores impediu a construção da ilha no Laboratório Nacional de Argonne, então Fermi e seus associados decidiram construí-lo em uma sala de jogos sob o estádio de futebol americano abandonado na Universidade de Chicago, o que mais tarde foi considerado como um risco enorme já que a reação poderia ter fugido ao controle.

A ilha consistia de barras de urânio como produtoras de nêutrons, separados por blocos de grafite como moderador de nêutrons. Os controles consistiam de cilindros de cádmio como absorvedor de nêutrons. Retirando esses cilindros aumentava-se a atividade de nêutrons na ilha, levando a uma reação em cadeia auto sustentada. Reinserindo os cilindros a reação era extinta.

Ao contrário da maioria dos reatores construídos depois, este primeiro não tinha escudo contra radiação e nenhum sistema de refrigeração.

A Figura 2.9.1-1 é uma ilustração desse reator e a Tabela 2.9.1-1 apresenta dados de vários dos seus sistemas [IAEA - Directory of Nuclear Reactors, 1959].

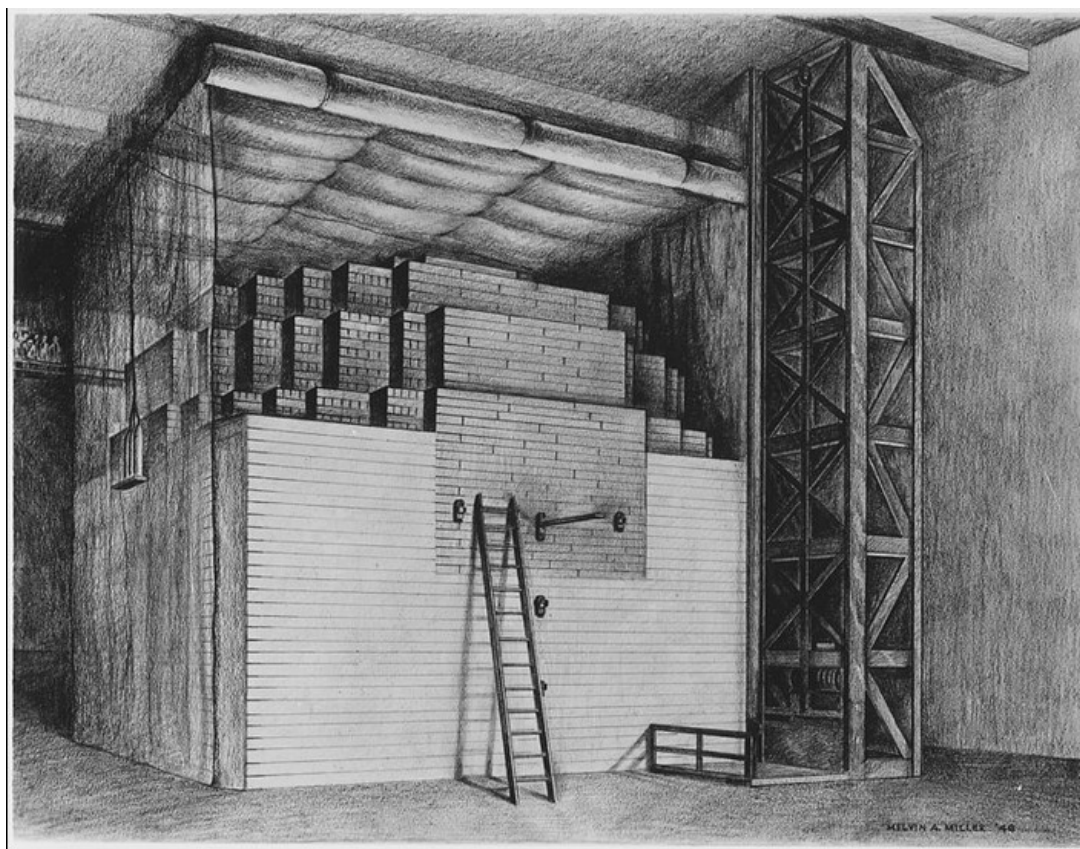


Figura 2.9.1-1 Ilustração que representa o reator Chicago Pile-1

Tabela 2.9.1-1 Dados da constituição do reator Chicago Pile-1

Dados Gerais	
Tipo de reator	Urânio natural, moderador e refletor de grafite, sem refrigeração e sem blindagem
Potência nominal	Máx 200W térmicos
Finalidade	Experimental: 1ª reação auto-sustentada controlada, reação em cadeia nuclear
Localização	West Stands, Chicago, USA
Física de reatores	
Energia dos nêutrons	térmicos
Parâmetros nucleares	$K_{ef} = 1,0006$
Fluxo de nêutrons	Fluxo térmico médio = $4,0 \times 10^6$ n/cm ² s ⁻¹
Núcleo	
Forma e dimensões	Elipsóide achatada, 309 cm altura por 388 cm diâmetro
Número de canais e assembles	Sem canais, mas 22000 buracos nos blocos de grafite com 3,25 in de diâmetro
Lattice	Cúbica com pitch de 8,25 in
Massa crítica	264 kg de U ²³⁵
Potência média específica do combustível	$5,3 \times 10^{-6}$ kW/kg U _{nat}
Densidade de potência média do núcleo	$1,07 \times 10^{-6}$ kW/l
Burnup	Não
Moderador	385500 kg incluindo o refletor
Elemento Combustível	
Forma e composição	2.060 cilindros de U metálico, 2,25 in de diâmetro, 2,25 in de altura, cada com 6,0 lb
Cladding	Não

2.9.2. ORNL X-10

O reator X-10, projetado e construído em dez meses, entrou em operação em 04 de novembro de 1943 no Oak Ridge National Laboratory. O reator era constituído de um enorme bloco de grafite, cercado por vários metros de concreto de alta densidade, como blindagem para radiação. O bloco é perfurado por 1.248 canais sendo a circulação de ar através dos canais de combustível.

O X-10 forneceu ao Laboratório de Los Alamos as primeiras quantidades significativas de plutônio. A planta do reator e a de separação química forneceram experiência inestimável para engenheiros, técnicos e operadores de reatores. Após o fim da 2ª Guerra Mundial, o reator de grafite se tornou a primeira instalação do mundo a produzir isótopos radioativos para uso em tempo de paz. Em 2 de agosto de 1946, o diretor do ORNL, Eugene Wigner, apresentou um pequeno recipiente de carbono-14 para o diretor do Hospital do Câncer, para uso médico. Remessas posteriores de radioisótopos, principalmente iodo-131, fósforo-32 e carbono-14, foram destinados para utilizações científicas, médicas, industriais e agrícolas. O reator X-10 foi fechado em 1963, após 20 anos de uso.

Uma foto do núcleo do reator é apresentada na Figura 2.9.2-1, uma representação de todo o reator na Figura 2.9.2-2 e a Tabela 2.9.2-1 apresenta dados representativos do reator X-10 [IAEA - Directory of Nuclear Reactors, 1959].

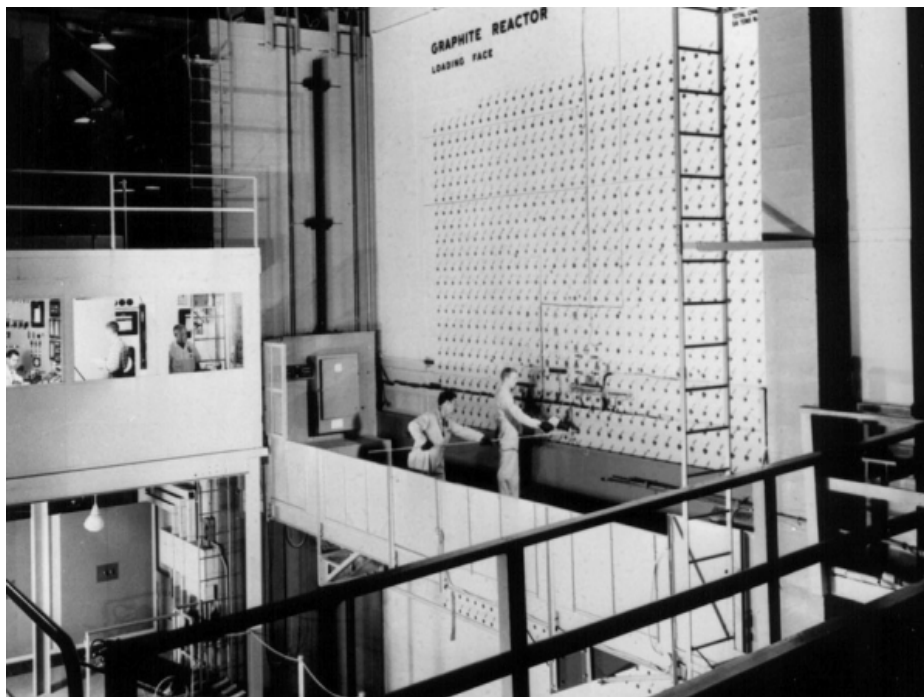


Figura 2.9.2-1 Foto do núcleo do reator X-10

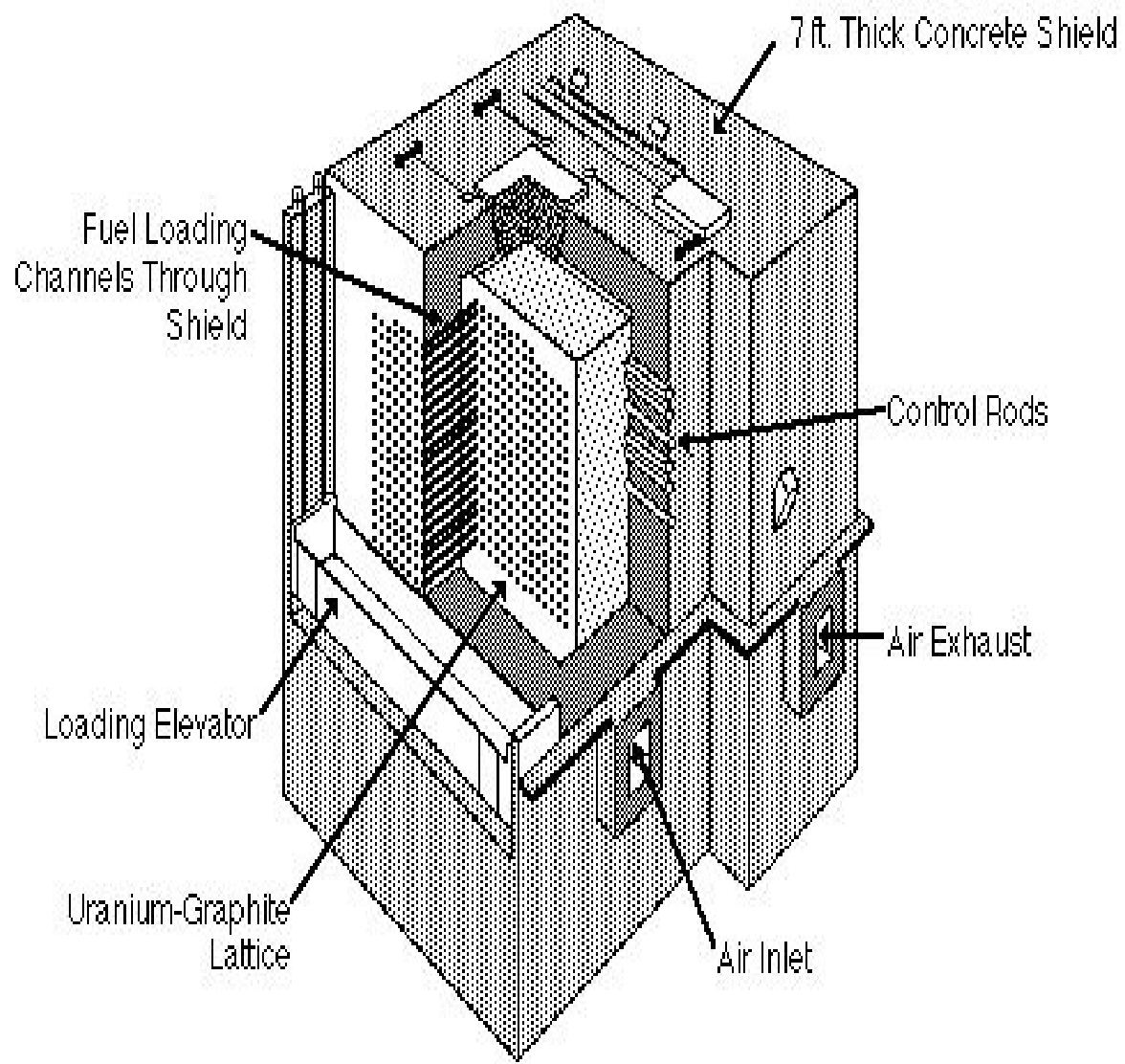


Figura 2.9.2-2 Representação do reator X-10

Tabela 2.9.2-1 Dados da constituição do reator X-10

Dados Gerais	
Tipo de reator	Urânio natural, moderador a grafite e refrigerado a água
Potência nominal	3,5 MW térmicos
Finalidade	Produção de isótopos, experimentos com feixe de nêutrons, formação de pessoal
Localização	Oak Ridge, Tennessee, USA
Status	Início da construção: 1943; Reator crítico: Nov 1943
Física de Reatores	
Energia dos nêutrons	0,03 eV
Parâmetros nucleares	$K_{ef} = 1,021$; $K_{\infty} = 1,063$
Fluxo de nêutrons	Fluxo térmico médio = $5,0 \times 10^{11}$ n/cm ² s ⁻¹ Fluxo térmico máximo = $1,1 \times 10^{12}$ n/cm ² s ⁻¹ Fluxo rápido médio = $5,0 \times 10^{11}$ n/cm ² s ⁻¹ Fluxo rápido máximo = $1,0 \times 10^{12}$ n/cm ² s ⁻¹
Núcleo	
Forma e dimensões	Cubo de aproximadamente 18 ft
Número de canais e assemblies	1.248 canais de combustível, 1,75 x 1,75 in 830 na região central
Lattice	Quadrada com pitch de 8,0 in
Massa crítica	27.400 kg de U natural
Potência média específica do combustível	$7,3 \times 10^{-2}$ kW/kg U _{nat}
Densidade de potência média do núcleo	$2,07 \times 10^{-2}$ kW/l
Burnup	Menos de 0,1% ao ano
Moderador	612.500 kg incluindo o refletor
Elemento Combustível	
Forma e composição	Cilindros de U natural, 1,1 in de diâmetro, 4,0 in de altura, cada com 2,6 lb de U _{nat}
Cladding	0,035 in de Al

Tabela 2.9.2-1 Dados da constituição do reator X-10 (continuação)

Transferência de calor no núcleo	
Área de transferência de calor	370 m ²
Fluxo de calor	Média - 1,05 W/cm ² Máxima - 2,35 W/cm ²
Temperatura do elemento combustível	270 °C
Coefficiente de transferência de calor	1,7x10 ⁻² W/cm ² °C
Área de escoamento do refrigerante e velocidade	1,1 m ² 100,0 ft/s
Temperatura de entrada e saída do refrigerante	56 °F e 171°F
Elementos de Controle	
Barras de controle e segurança	03 barras de segurança de Cd com 0,06 in e 8ft de altura, inseridas verticalmente no núcleo; 4 Barras de 1,75 x 1,75 in de aço com 1,5% de boro, 19 ft de comprimento, inseridas horizontalmente no núcleo.
Refletor e Blindagem	
Refletor	Grafite com espessura mínima de 2,0 ft
Blindagem	7,0 ft de concreto

2.9.3. BRITISH EXPERIMENTAL PILE

O reator conhecido como *BRITISH EXPERIMENTAL PILE* "0" (BEPO) foi o segundo reator Reino Unido, utilizava moderador de grafite e urânio natural como combustível, sendo ainda refrigerado por um sistema que utilizava ar como refrigerante. Foi utilizado principalmente para a produção de radioisótopos, experimentos de engenharia e química e como fonte de nêutrons para medições nucleares. O BEPO foi o primeiro grande reator da Europa, o primeiro fora dos EUA, teve sua construção entre 1946 e 1948. O BEPO era a contrapartida britânica a pilha montada em Oak Ridge, Tennessee, começou a operar em 1948 e foi desativado em 1968. A Tabela 2.9.3-1

mostra dados importantes sobre o reator BEPO [IAEA - Directory of Nuclear Reactors, 1959].

Tabela 2.9.3-1 Dados da constituição do reator BEPO

Dados Gerais	
Tipo de reator	Urânio natural, moderador e refletor de grafite e refrigerado a ar
Potência nominal	6,5 MW térmicos
Finalidade	Produção de isótopos, experimentos de irradiação
Localização	AERE, Harwell, Berkshire, England
Status	Reator crítico: Jan 1949
Física de reatores	
Energia dos nêutrons	Térmicos
Parâmetros nucleares	$K_{ef} = 1,026 / k_{\infty} = 1,0587$
Fluxo de nêutrons	Fluxo térmico médio = $5,6 \times 10^{11} \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$ Fluxo térmico máx = $1,5 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$ Fluxo rápido máx = $9,0 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$
Núcleo	
Forma e dimensões	Cilindro horizontal de 20 ft de diâmetro e 20 ft de comprimento.
Número de canais e assemblies	1806 canais no grafite, sendo 888 no núcleo.
Lattice	Quadrada com pitch de 7,25 in
Massa crítica	28.450 kg de U natural
Potência média específica do combustível	$1,6 \times 10^{-1} \text{ kW/kg U}_{nat}$
Densidade de potência média do núcleo	$3,6 \times 10^{-2} \text{ kW/l}$
Burnup	600 MWd/t
Moderador	863.000 kg com temperatura máxima de 120°C
Elemento Combustível	
Forma e composição	Cilindros de 0,9 in de diâmetro e 12 in de altura, cada com 2,3 Kg por barra
Cladding	0,025 in de Al

Tabela 2.9.3-1 Dados da constituição do reator BEPO (continuação)

Transferência de calor no núcleo	
Área de transferência de calor	186 m ²
Fluxo de calor	Média – 3,5 W/cm ²
Temperatura do combustível	250 °C centro e 235 °C no cladding
Área de escoamento do refrigerante e velocidade	22,6 cm ² por canal 8,5 m/s
Temperatura de entrada e saída do refrigerante	Atmosférico e 95 °C
Elementos de Controle	
Barras de controle e segurança	12 barras de segurança de B ₄ C com 3,125 in de diâmetro 7,0 ft de comprimento, inseridas verticalmente no núcleo; barras de segurança de B ₄ C com 2,0 in de diâmetro e 17,0 ft de comprimento, inseridas horizontalmente no núcleo.
Refletor e Blindagem	
Refletor	Grafite com espessura mínima de 3,0 ft
Blindagem	Lateral: 6,0 in de chapas de aço e 6,5 ft de concreto Topo: 7,5 ft de concreto

2.9.4. Reator de Pesquisa de BROOKHAVEN (BGRR)

O reator BGRR foi o primeiro reator do mundo construído exclusivamente para realizar pesquisas científicas sobre a utilização pacífica do átomo. Teve início de operações em 1950, este reator foi usado para a pesquisa em Medicina, Biologia, Química, Física e Engenharia Nuclear. Durante seus anos de funcionamento, foi um dos principais reatores de pesquisa nos EUA. O BGRR era um reator moderado a grafite e refrigerado a ar. O reator possuía uma blindagem biológica feita de concreto de alta densidade contendo sucata de ferro e limonita.

Uma das realizações mais significativas desta instalação foi o desenvolvimento de Tecnécio-99m, um radiofármaco amplamente utilizado em radiodiagnósticos em qualquer órgão do corpo. O reator de grafite foi desativado em 1969. A Tabela 2.9.4-1 mostra dados relevantes da constituição do BGRR [IAEA - Directory of Nuclear Reactors, 1959].

Tabela 2.9.4-1 Dados relevantes da constituição do BGRR

Dados Gerais	
Tipo de reator	Urânio enriquecido a 93%, moderador e refletor de grafite e refrigerado a ar
Potência nominal	16,0 MW térmicos
Finalidade	Produção de isótopos, medicina, experimentos de irradiação, formação de pessoal
Localização	BROOKHAVEN, Upton, New York, USA
Status	Reator crítico: Ago 1951
Física de reatores	
Energia dos nêutrons	Térmicos
Parâmetros nucleares	$k_{\infty}=1,373$
Fluxo de nêutrons	Fluxo térmico médio axial= $1,4 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$ Fluxo térmico médio radial = $1,2 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$
Núcleo	
Forma e dimensões	Prisma retangular de 11 ft 4 in x 17 ft 4 in x 16 ft 7 in de comprimento.
Número de canais e assemblies	390 canais de combustível
Lattice	Quadrada com pitch de 8,0 in
Massa crítica	22,2 kg de U^{235}
Potência média específica do combustível	$3,3 \times 10^2 \text{ kW/kg}$
Densidade de potência média do núcleo	$1,74 \times 10^{-1} \text{ kW/l}$
Moderador	200.000 kg com temperatura máxima de 250 °C
Elemento Combustível	
Forma e composição	Matriz plana com 0,06 x 3,125 x 24,125 in
Cladding	0,020 in de Al

Tabela 2.9.4-1 Dados relevantes da constituição do BGRR (continuação)

Transferência de calor no núcleo	
Área de transferência de calor	1440000 in ²
Fluxo de calor	Média – 3,46 W/cm ² Máxima – 4,45 W/cm ²
Temperatura do combustível	370 °C centro e 350 °C no cladding
Área de escoamento do refrigerante e velocidade	26010 cm ² 58,5 m/s
Temperatura de entrada e saída do refrigerante	Ambiente e 140 °C
Elementos de Controle	
Barras de controle e segurança	14 barras de segurança de aço contendo 1,75% de boro 2,0 in x 2,0 e 25,5 ft de comprimento; 2 barras de segurança com a mesma composição e dimensões.
Refletor e Blindagem	
Refletor	Grafite com espessura mínima de 3,0 ft
Blindagem	Lateral: 6,0 in de chapas de aço e 4,25 ft de concreto de alta densidade Topo: 7,5 ft de concreto

2.9.5. Reator BR-1 (Bélgica)

O reator BR1 está em operação desde 1956 até hoje e foi o primeiro reator de pesquisa na Bélgica. Este reator que utiliza urânio natural, grafite como moderador, é refrigerado a ar sendo extremamente flexível. Exemplos de uso freqüente são a calibração de instrumentos de medição, experimentos de física de nêutrons, testes de radiação em materiais e formação de recursos humanos na área nuclear.

Uma foto do núcleo do reator é apresentada na Figura 2.9.5-1, e a Tabela 2.9.5-1 apresenta dados representativos do reator BR-1[IAEA - Directory of Nuclear Reactors, 1959].

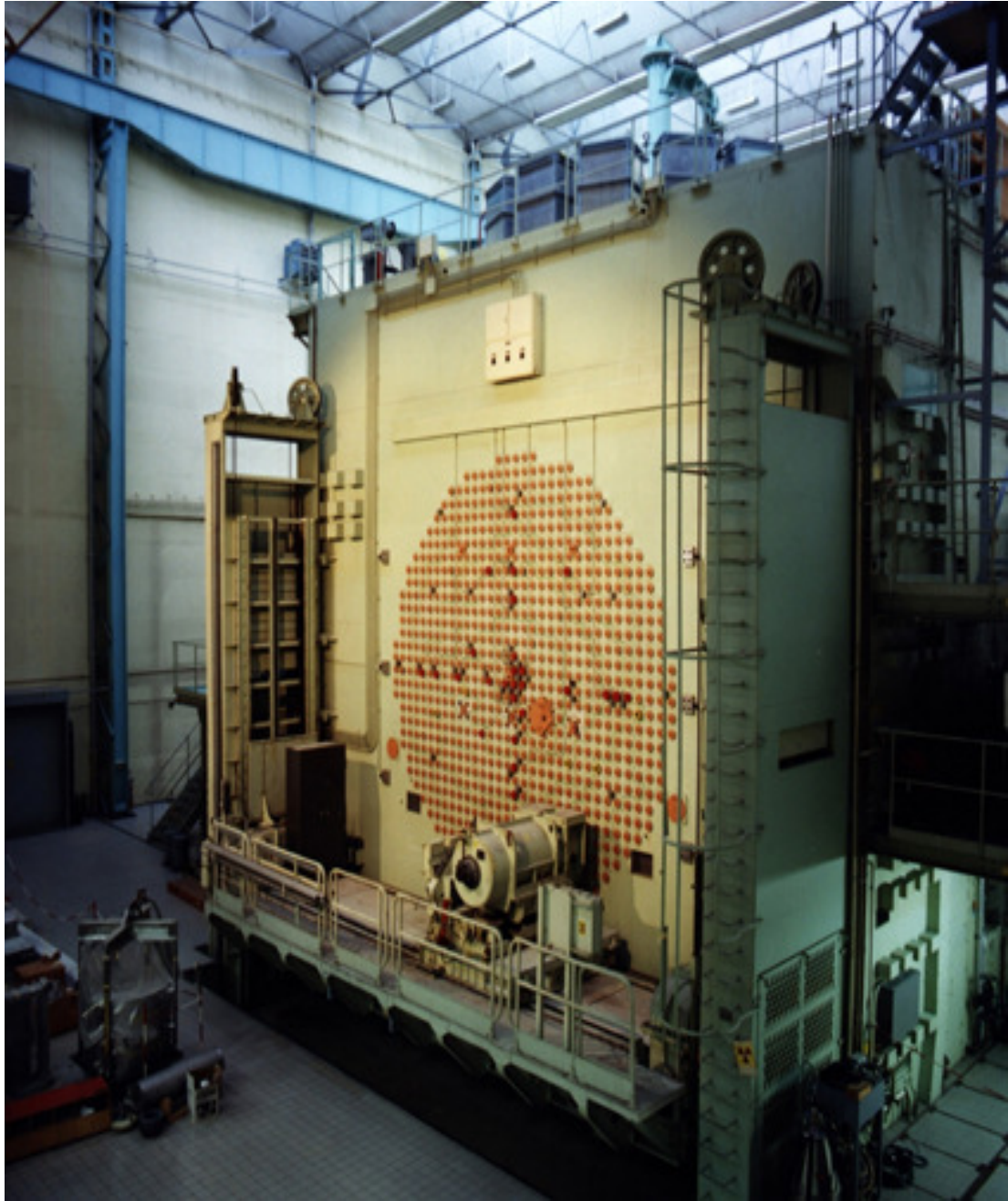


Figura 2.9.5-1 Foto do núcleo do reator BR-1

Tabela 2.9.5-1 Dados representativos do reator BR-1

Dados Gerais	
Tipo de reator	Urânio natural, moderador e refletor de grafite e refrigerado a ar
Potência nominal	4,0 MW térmicos
Finalidade	Pesquisa em Física de Reatores, Física do estado sólido, Produção de isótopos, química, biologia, testes de engenharia e formação de RH.
Localização	Mol, Bélgica
Status	Reator crítico: Maio 1956
Física de reatores	
Energia dos nêutrons	Térmicos
Parâmetros nucleares	$K_{ef}=1,00$ $k_{\infty}=1,082$
Fluxo de nêutrons	Fluxo térmico médio = $1,0 \times 10^{12}$ n/cm ² s ⁻¹ Fluxo térmico máximo = $2,1 \times 10^{12}$ n/cm ² s ⁻¹ Fluxo rápido máximo = $1,2 \times 10^{12}$ n/cm ² s ⁻¹ Fluxo rápido máximo = $2,5 \times 10^{12}$ n/cm ² s ⁻¹
Núcleo	
Forma e dimensões	Cilindro horizontal de 480 cm de diâmetro e 666 cm de comprimento.
Número de canais e assemblies	829 canais de 5 x 5 cm.
Lattice	Quadrada com pitch de 18,0 in
Massa crítica	15200 kg de U natural
Potência média específica do combustível	24 kW/kg U ²³⁵
Densidade de potência média do núcleo	0,05 kW/l
Moderador	492.000 kg com temperatura máxima de 120oC
Elemento Combustível	
Forma e composição	Cilindros de 2,54 cm de diâmetro, 20,4 cm de comprimento
Cladding	1,0 cm de Al

Tabela 2.9.5-1 Dados representativos do reator BR-1 (continuação)

Transferência de calor no núcleo	
Área de transferência de calor	$2 \times 10^6 \text{ cm}^2$
Fluxo de calor	Médio – 0,63 W/cm ² Máximo – 4,0 W/cm ²
Temperatura do elemento combustível	260 °C centro e 250 °C no cladding
Área de escoamento do refrigerante e velocidade	17.000 cm ² média - 50,0 m/s máxima – 100 m/s
Temperatura de entrada e saída do refrigerante	15 °C na entrada e 75 °C na saída.
Elementos de Controle	
Barras de controle e segurança	18 barras de segurança/controle de 6,2 cm de diâmetro e 170 cm de comprimento.
Refletor e Blindagem	
Refletor	Blocos de Grafite com 18x18x72 cm
Blindagem	Lados e topo: 2,10m de concreto de alta densidade Topo: 7,5 ft de concreto

2.9.6. Resumo de alguns parâmetros dos reatores de pesquisa moderados grafite

Na tabela 2.9.6-1 é apresentado um resumo de alguns parâmetros dos reatores de pesquisa moderados a grafite, que poderão ser utilizados como valores iniciais no desenvolvimento do presente trabalho.

Tabela 2.9.6-1 Resumo de alguns parâmetros dos reatores de pesquisa moderados a grafite mostrados na Seção 2.9

Reator	Fluxo (n/cm ² s ⁻¹)	Espessura do refletor (cm)	Espessura Blindagem (cm)	Velocidade do refrigerante (m/s)
Chicago Pile-1	Térmico médio - 4,0x10 ⁶	-	-	-
X-10	Térmico máximo - 1,1x10 ¹² Rápido máximo - 1,0x10 ¹²	60	200	30,5
BRITISH EXPERIMENTAL PILE	Térmico máximo - 1,5x10 ¹² Rápido máximo - 9,0x10 ¹⁰	91	228	8,5
BGRR	Térmico médio axial - 1,4x10 ¹³ Térmico médio radial - 1,2x10 ¹³	91	228	58,5
BR-1 (Bélgica)	Térmico médio axial - 2,5x10 ¹² Térmico médio radial - 2,1x10 ¹²	72	210	50,0

2.10. Grandezas Dosimétricas e Unidades de Radiação Ionizante

Ao longo dos anos, foi desenvolvido um conjunto de relações entre as grandezas de proteção radiológica para fins de monitoração de radiação externa.

A organização e a padronização dessas grandezas têm sido feitas pela Comissão Internacional de Unidades e Medidas de Radiação (ICRU – *International Commission on Radiological Units and Measurements*) e pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP – *International Commission on Radiological Protection*).

Dois tipos de grandezas são especificamente definidos para uso em proteção radiológica: as grandezas limitantes, definidas pela ICRP e que são usadas para indicar o risco à saúde humana devido à radiação ionizante; e as grandezas operacionais, as quais são definidas pela ICRU e levam em consideração as atividades de radioproteção.

2.10.1. Grandezas Básicas e Algumas Definições

2.10.1.1 Fluência, Φ

A fluência, Φ , é o quociente de dN por da , onde dN é o número de partículas incidentes sobre uma esfera de seção de área da [ICRP 103, 2007], ou seja:

$$\Phi = \frac{dN}{da} \quad (2.10.1.1-1)$$

A fluência é expressa em partículas/m², no Sistema Internacional de Unidades.

2.10.1.2 Kerma, K

O Kerma, K, é o quociente de dE_{tr} por dm, onde dE_{tr} é a soma das energias cinéticas iniciais de todas as partículas carregadas liberadas por partículas ionizantes não carregadas no elemento de material de massa dm [ICRP 103, 2007], ou seja:

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm} \quad (2.10.1.2-1)$$

O Kerma é expresso em J/kg, no Sistema Internacional de Unidades.

2.10.1.3. Dose Absorvida, D

A grandeza física básica usada em proteção radiológica é a dose absorvida, D. Ela é definida como o quociente entre a energia média, $\bar{d\varepsilon}$, absorvida por um elemento de volume do material e a massa, dm, desse volume [ICRP 103, 2007], ou seja:

$$D = \frac{\bar{d\varepsilon}}{dm} \quad (2.10.1.3-1)$$

A dose absorvida é expressa em J/kg no Sistema Internacional de Unidades e o nome especial para esta unidade é o gray (Gy).

2.10.1.4. A Esfera ICRU

A ICRU, em 1980, na publicação 33 [ICRU 33, 1980] propôs uma esfera de 30 cm de diâmetro, composta de um material de tecido equivalente e de densidade de 1g/cm³, como simulador do tronco humano, baseado no fato de que quase todos os órgãos sensíveis à radiação poderiam ser nela englobados. Sua composição química, em massa, é de 76,2% de oxigênio, 11,1% de carbono, 10,1% de hidrogênio e 2,6% de nitrogênio. Desta forma, os valores utilizados como referência na proteção radiológica para a dose efetiva são comparados com o equivalente de dose ambiente em medições existentes na prática, com a esfera da ICRU. Isto significa que um valor obtido através de medição na esfera ICRU deve ser considerado como se tivesse sido medido no corpo

humano.

2.10.1.5. Campo Expandido

Campo expandido é um campo de radiação homogêneo, no qual a esfera da ICRU fica exposta, com fluência, distribuição de energia e distribuição direcional igual ao do ponto de referência, P, de um campo de radiação real (Figura 2.10.1.5-1).

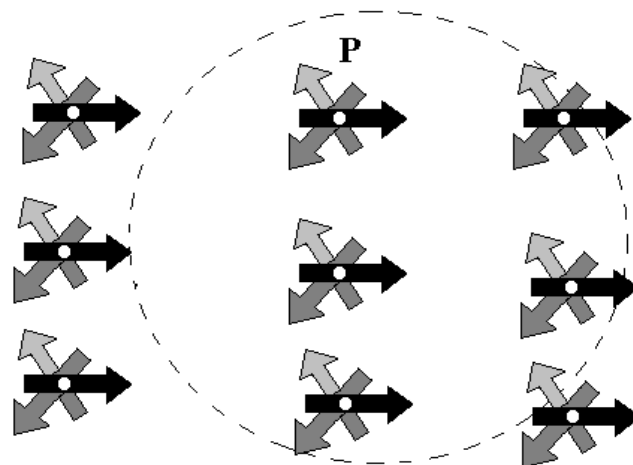


Figura 2.10.1.5-1 Geometria de irradiação da esfera da ICRU e ponto P na esfera, no qual o equivalente de dose é determinado no campo de radiação expandido

2.10.1.6. Campo Expandido e Alinhado

No campo expandido e alinhado a fluência e a distribuição de energia são iguais às do campo expandido, mas a distribuição angular da fluência é unidirecional. Nesse campo, o valor do equivalente de dose em um ponto da esfera ICRU independe da distribuição direcional da radiação de um campo real (Figura 2.10.1.6-1).

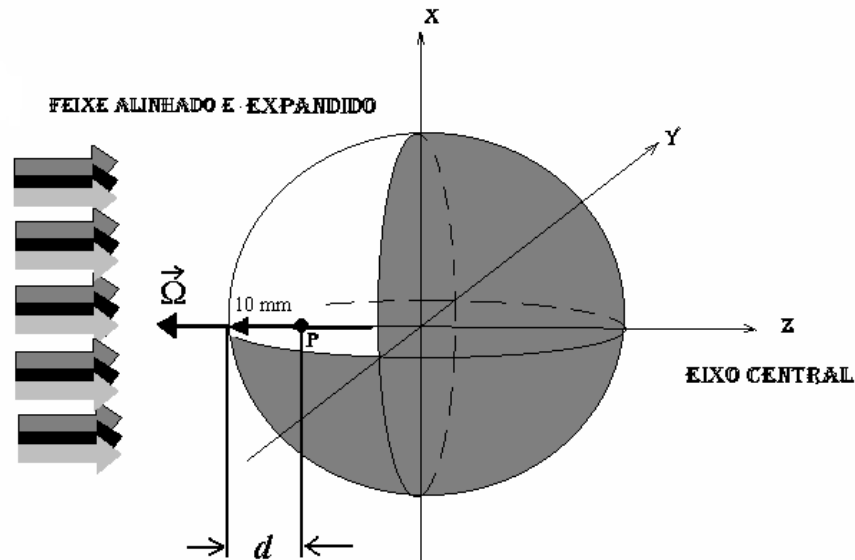


Figura 2.10.1.6-1 Geometria de irradiação da esfera da ICRU e ponto P na esfera, no qual o equivalente de dose é determinado no campo de radiação alinhado e expandido

2.10.2. Grandezas Operacionais para Monitoração de Área

As grandezas operacionais são mensuráveis, baseadas no valor do equivalente de dose ambiente, $H^*(d)$, em um ponto da esfera ICRU para irradiações com feixes expandidos e alinhados. Esta grandeza está vinculada à grandeza dose efetiva. Já o equivalente de dose direcional, $H'(d, \Omega)$, está relacionado com a irradiação externa do equivalente de dose na pele e lente dos olhos. A finalidade dessas grandezas operacionais é a monitoração de área.

2.10.2.1. Equivalente de dose Ambiente, $H^*(d)$

O Equivalente de Dose Ambiente, $H^*(d)$, em um campo de radiação, é o valor do equivalente de dose que seria produzido pelo correspondente campo expandido e alinhado na esfera ICRU na profundidade d , no raio que se opõe ao campo alinhado. A profundidade recomendada é de 10 mm, para radiações fortemente penetrantes. A unidade utilizada é o J/Kg, denominada sievert (Sv).

2.10.3. Grandezas de Proteção Radiológica

As grandezas de proteção radiológica ou de limitação de risco da ICRP

[ICRP 60, 1991] são importantes e usadas para indicar o risco à saúde humana devido à radiação ionizante; levam em consideração as atividades de radioproteção. As três principais grandezas de proteção radiológica recomendadas pela ICRP na publicação nº103 [ICRP 103, 2007] são: a Dose Absorvida Média em um órgão ou tecido (D_T), a Dose Equivalente em um órgão ou tecido (H_T) e a Dose Efetiva (E).

2.10.3.1. Dose Absorvida Média num Tecido ou Órgão T, D_T

Como foi descrito na seção 2.10.1.3, a grandeza dose absorvida é definida para o cálculo em um determinado ponto da matéria. Entretanto, em aplicações práticas as doses absorvidas são calculadas em média para certo volume de tecido ou órgão. Então, a dose absorvida média, $\overline{D_T}$, no volume de um tecido ou órgão, T é definida pela expressão 2.10.3.1-1 [ICRP 103, 2007].

$$\overline{D_T} = \frac{\int D(x, y, z) \cdot \rho(x, y, z) \cdot dV}{\int_T \rho(x, y, z) \cdot dV} \quad (2.10.3.1-1)$$

Onde V é o volume da região do tecido T, D é a dose absorvida no ponto (x,y,z) nesta região e ρ é a densidade de massa nesse ponto. Na prática, a dose média absorvida em um órgão ou tecido T, $\overline{D_T}$, é usualmente escrita como D_T .

2.10.3.2. Dose Equivalente (H_T)

Como os efeitos da radiação podem variar com a qualidade (tipo e energia) da radiação, para uma mesma dose absorvida, foi necessário criar um conceito com o qual fosse possível comparar os efeitos devido às diferentes qualidades de radiação. Assim, alguns tipos de radiação são mais efetivos do que outros quando se trata de efeitos estocásticos. Para quantificar esse fato e permitir que a comparação seja passível, foi introduzida a grandeza dose equivalente, H_T , que é o somatório das doses médias absorvidas em um órgão ou tecido, ($D_{T,R}$), ponderadas por um fator de peso adimensional da radiação, w_R , (seção 2.10.4.1) relativo ao tipo e energia da radiação incidente R [ICRP 103, 2007], ou seja:

$$H_T = \sum_R D_{T,R} \cdot w_R \quad (2.10.3.2-1)$$

Onde $D_{T,R}$ é a D_T proveniente de um único tipo de radiação. A dose equivalente é

expressa em J/kg no Sistema Internacional de Unidades. Para não haver confusão com a dose absorvida, a unidade para a dose equivalente recebe o nome especial de sievert (Sv).

2.10.3.3. Dose Efetiva (E)

A dose efetiva, E, é a soma ponderada das doses equivalentes em todos os tecidos e órgãos do corpo, expressa por:

$$E = \sum_T w_T \cdot H_T \quad (2.10.3.3-1)$$

Onde w_T é o fator de peso do tecido T (seção 2.10.4.2), H_T é a dose equivalente a ele atribuída e o $\sum w_T = 1$, [ICRP 103, 2007]. No Sistema Internacional de Unidades, a dose efetiva é expressa em J/kg, mas recebe o nome especial de sievert (Sv).

Porém, para os propósitos da proteção radiológica, é muito útil a aplicação de um valor único de dose efetiva para ambos os sexos. Os fatores de ponderação w_T para todos os órgãos e tecidos (incluindo a mama masculina e feminina, os testículos e os ovários), correspondem a valores médios considerando o sexo e a idade. A utilização destes valores médios implica na aplicação restrita da determinação da dose efetiva, sendo apenas favorável do ponto de vista da proteção radiológica, não podendo ser usado na avaliação de risco individual.

Portanto, a dose efetiva deve ser computada a partir da avaliação da dose equivalente para um órgão ou tecido do homem padrão, HMT e da mulher referência, HFT, conforme mostra a equação 2.10.3.3-2 [ICRP 110, 2009].

$$E = \sum w_T \left[\frac{H_T^M + H_T^F}{2} \right] \quad (2.10.3.3-2)$$

2.10.4. Fatores de Ponderação

A dose absorvida é insuficiente, por si só, para avaliar o detrimento causado pela exposição às radiações ionizantes. A fim de estabelecer uma correlação entre grandezas de dose usadas na proteção radiológica e os efeitos estocásticos (como câncer radio induzido e doenças hereditárias), dois tipos de fatores de ponderação foram introduzidos, um fator de ponderação da radiação, w_R , e um fator de ponderação do

tecido, w_T .

Os fatores de peso consideram diferentes tipos de radiação e os efeitos estocásticos em diferentes órgãos e tecidos do corpo humano. Eles são, portanto, baseados em uma vasta quantidade de dados experimentais e estudos epidemiológicos que são dependentes da idade ou sexo. Porém, para os fins da proteção radiológica de rotina, a ICRP recomenda avaliar doses equivalentes para uma “pessoa referencial” (independente de sexo e idade), e por isso os fatores de ponderação do tecido w_T é dado pelos valores médios sobre todas as idades e os dois sexos.

Na Publicação da ICRP de número 60 [ICRP 60, 1991], a Comissão selecionou um conjunto de fatores de ponderação que foram considerados adequados para as necessidades de proteção radiológica. Este procedimento é mantido na recente publicação de número 103 [ICRP 103, 2007].

2.10.4.1. Fatores de Peso da Radiação, w_R

O método de utilização de ponderação da radiação para a definição das grandezas de proteção radiológica tem sido utilizado desde o início dos anos 1960. Até o início da década de 90, tal objetivo era atingido quando se aplicava o conceito de fator de qualidade, usando uma função específica $Q(L)$ [ICRP 26, 1977].

Na Publicação 60 [ICRP 60, 1991], o fator de peso da radiação foi definido de maneira diferente para as grandezas limitantes e operacionais, empregadas em proteção radiológica. Valores numéricos de w_R são especificados em termos de tipo de radiações e de energia, quer incidentes sobre o corpo humano ou emitidos por radionuclídeos.

Os mesmos valores de w_R são aplicados a todos os tecidos e órgãos do corpo, independentemente do fato do campo de radiação variar devido à atenuação e à degradação da radiação primária e a produção de radiações secundárias, de diferentes qualidades de radiação. O valor de w_R pode ser visto como um fator representativo da qualidade da radiação, calculados sobre os diferentes tecidos e órgãos do corpo [ICRP 60, 1991].

Na publicação 103 [ICRP 103, 2007], é sugerida uma modificação para os valores de w_R , e estes estão apresentados na Tabela 2.10.4.1-1.

Tabela 2.10.4.1-1 Valores dos fatores de peso da radiação, w_R [ICRP 103, 2007]

Tipos e intervalos de energia	Fator de peso da radiação, w_R
Fótons, todas as energias	1
Elétrons e múons, todas as energias	1
Prótons e pions carregados	2
Partículas alfa, fragmento de fissão e íons pesados	20
Nêutrons	Curva contínua em função da energia do nêutron (Figura 2.10.4.1-1)

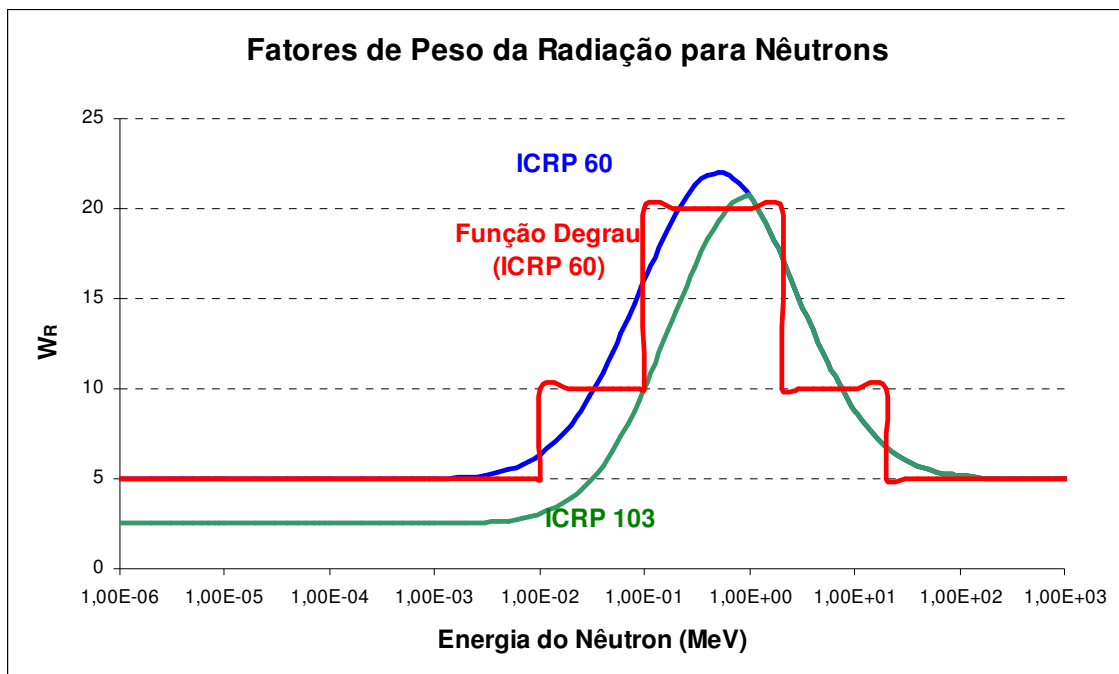


Figura 2.10.4.1-1 Fator de peso da radiação para nêutrons, w_R , em função da energia

2.10.4.2. Fatores de Peso do Tecido, w_T

A definição da dose efetiva considera a diferença de radiosensibilidade relativa entre vários órgãos e tecidos no corpo humano com relação à radiação em detrimento aos efeitos estocásticos. Com esta finalidade, fatores de ponderação, w_T , foram introduzidos na Publicação 26 [ICRP 26, 1977] para seis tecidos identificados e para um grupo de tecidos restantes. Na Publicação 60 [ICRP 60, 1991], fatores de peso para o tecido foram especificados para doze tecidos e órgãos e para o grupo de tecidos

restantes. Os fatores de peso do tecido são valores relativos, e a sua soma é igual a 1, para que uma distribuição de dose uniforme no corpo todo resulte numa dose efetiva numericamente igual à dose equivalente em cada órgão e tecido do corpo.

Os fatores de ponderação determinados pela ICRP na publicação nº 103 [ICRP 103, 2007], são baseados em coeficientes relacionados e ajustados de acordo com os riscos devido ao detrimento causado pelos efeitos estocásticos. Os coeficientes de risco nominal e não ajustados são calculados pela estimativa média do risco radiológico de incidência de câncer durante o tempo de vida para uma população composta igualmente de homens e mulheres. O detrimento é modelado como uma função de perda de vida, letalidade e redução da qualidade de vida. Com algumas exceções, os parâmetros nos modelos de riscos são estimados usando dados de incidência de câncer dos estudos nos sobreviventes Japoneses da bomba atômica.

Os fatores de peso para os órgãos e tecidos recomendados pela ICRP 103 [ICRP 103, 2007] são apresentados na Tabela 2.10.4.2-1.

Tabela 2.10.4.2-1 Fatores de peso para órgãos e tecidos específicos para o cálculo de dose efetiva [ICRP 103, 2007]

Tecido ou Órgão	Fator de peso do tecido ou órgão (w_T)
Gônadas	0,08
Medula óssea	0,12
Cólon	0,12
Pulmão	0,12
Estômago	0,12
Bexiga	0,04
Mamas	0,12
Fígado	0,04
Esôfago	0,04
Tiróide	0,04
Pele	0,01
Glândulas Salivares	0,01
Cérebro	0,01
Superfície óssea	0,01
Restante*	0,12

* Os órgãos restantes são compostos por: adrenais, tecido extratorácico, vesícula, coração, rins, intestino delgado, nodos linfáticos, mucosa oral, músculo, pâncreas, baço, timo e útero/próstata.

Os fatores de peso do tecido, w_T , consideram uma média de resultados entre o

homem e a mulher, e são usados para a avaliação da dose efetiva, tanto de trabalhadores, como indivíduos do público, inclusive crianças.

No caso das diferenças específicas de sexos, o detrimento relativo foi baseado na incidência de câncer dos ovários, o w_T calculado de 0,08 adotado para as gônadas (devido ao câncer mais efeitos hereditários) é semelhante àquele dos ovários femininos (0,036), somado aos efeitos hereditários (0,039). Deste modo o ovário feminino é julgado como suficientemente protegido.

Atualmente, é recomendado que as doses equivalentes para os órgãos e tecidos especificados no grupo restante sejam somadas e não haja ponderação em massa. Isto significa que o fator de ponderação atribuído individualmente a cada um dos tecidos restantes é menor do que o valor mínimo de ponderação atribuída a qualquer um dos demais órgãos ou tecidos tabelados (no caso, 0,01). Para o tecidos restantes, o valor adotado de w_T é 0,12.

2.10.5. Limites de dose individual

De acordo com a Norma CNEN-NN-3.01 - Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica, no seu item 5.4.2.1: “a exposição normal dos indivíduos deve ser restringida de tal modo que nem a dose efetiva nem a dose equivalente nos órgãos ou tecidos de interesse, causadas pela possível combinação de exposições originadas de práticas autorizadas, exceda o limite de dose especificado na Tabela 2.10-3, salvo em circunstâncias especiais, autorizadas pela CNEN. Esses limites de dose não se aplicam às exposições médicas.” Esses limites de dose são apresentados na Tabela 2.10-5-1 [CNEN-NN-3.01 – 2014].

Tabela 2.10.5-1 Limites de Dose Anuais

Limites de Dose Anuais			
Grandeza	Órgão	Indivíduo Ocupacionalmente Exposto	Indivíduo do público
Dose efetiva	Corpo inteiro	20 mSv (*)	1 mSv
Dose equivalente	Cristalino	20 mSv	15 mSv
	Pele	500 mSv	50 mSv
	Mãos e pés	500 mSv	-

(*) Além disso, de acordo com a Norma apresentada, o valor de 20 mSv deve ser a média aritmética da dose a que são submetidos os Indivíduos Ocupacionalmente Expostos, em 5 anos consecutivos, desde que não exceda 50 mSv em qualquer ano.

2.11. O Método de Monte Carlo

O método de Monte Carlo baseia-se em técnicas estatísticas e ensaios aleatórios repetitivos que simulam problemas físicos e matemáticos. A modelagem do fenômeno a ser simulado é representada por uma função de distribuição de probabilidade, onde são identificados os eventos desse modelo. Dessa forma, são estimadas as grandezas de interesse, sendo que as respostas satisfatórias são calculadas através de médias estatísticas. Na tarefa de obtenção de dados que representem e substituam os ensaios aleatórios, pode-se criar um extenso banco de dados contendo informações experimentais. Entretanto, para minimizar os custos computacionais relacionados à elevada capacidade de memória necessária para armazenar esse banco de dados, os números dos ensaios aleatórios são determinados por um algoritmo computacional. Esse algoritmo gera dados que satisfazem à aleatoriedade, pois é fundamentado em fórmulas de recorrência. A grande vantagem desse método está no fato de que ele simula cada evento separadamente. Em seguida, agrupa esses eventos para formar a resposta mais ampla de um determinado fenômeno. Dessa maneira, permite que processos mais complexos sejam simulados, a partir de um conjunto de eventos simples.

O código de transporte de radiação MCNPX [X-5 Monte Carlo Team, 2003], baseado no método de Monte Carlo, desenvolvido em Los Alamos National Laboratory (EUA), é atualmente um dos códigos computacionais mais utilizados mundialmente na

área de transporte de radiação envolvendo nêutrons, fótons, elétrons e partículas carregadas tais como prótons, deutérios, partículas alfa, etc. A capacidade de tratamento de geometrias complexas em 3 dimensões e a variedade de opções de dados de entrada faz desse código, uma ferramenta muito conveniente e poderosa no campo da física médica, proteção radiológica, modelagem de instalações nucleares, detectores e blindagem da radiação.

Podem ser modelados os transportes de elétrons e fótons, entre 1 keV e 100 GeV, e de nêutrons, entre 10^{-11} MeV e 20 MeV. Foi desenvolvido no laboratório de Los Alamos, durante o projeto de Manhatann e está escrito nas linguagens Fortran 77 e C. Devido ao seu desempenho, o código MCNP tem sido utilizado por um crescente número de pesquisadores. Os cálculos desenvolvidos pelo MCNP recorrem a uma biblioteca de seções de choque, seguidos de um arranjo de forma pontual (energia contínua), discreta ou de multigrupo; além disso, possui diversas técnicas de redução de variância. O arquivo de entrada do MCNP (INP) permite ao usuário especificar: tipo de fonte, de detector, configuração geométrica e condições gerais do sistema desejado, como tamanho, forma, espectro de energia, composição da fonte de radiação bem como do meio que a radiação irá interagir e definição da geometria do detector desejado.

2.11.1. Estrutura do Programa MCNPX

No código MCNPX toda a informação referente à simulação pretendida é inserida em um único documento chamado de arquivo de entrada. O usuário fornece no arquivo de entrada as informações inerentes ao problema: escolhe a geometria; especifica os materiais; seleciona as bibliotecas de seção de choque; indica a localização e as características da fonte radioativa e aponta quais respostas desejadas. Esses dados são fornecidos ao MCNPX através de 3 bloco de dados, os “*CELL Cards*”, os “*SURFACE Cards*” e os “*DATA Cards*”, seguindo esta ordem.

No bloco de superfícies (*SURFACE Cards*) são selecionadas as formas geométricas pré-definidas, como planos, esferas, elipsóides, dentre outras, a serem utilizadas na representação do problema. Para isso, são usados caracteres indicando o tipo de superfície e, em seguida, os coeficientes que caracterizam a superfície selecionada.

Na descrição das células (*CELL Cards*) representa-se a geometria do problema como um todo. As regiões são combinadas, utilizando operadores, tais como interseções

e uniões, sendo também discriminados os materiais que irão compor a geometria do problema e a importância da radiação a ser transportada.

Para a representação dos dados físicos (*DATA Cards*) estipula-se a configuração física do problema pelos seguintes itens:

- Tipo de radiação: seleciona o tipo de radiação (ou radiações) a ser transportada. Para fótons, o símbolo é P, para nêutrons N, etc. O Código MCNPX, utilizado neste projeto, tem a capacidade de transportar 34 partículas diferentes.

- Especificação da fonte: define algumas características da fonte, como posição, espectro de energia e tipo de radiação gerada.

- Tipo de Grandeza a ser calculada na simulação (Tally) que especifica a informação que se pretende extrair da simulação efetuada. Na Tabela 2.11.1-1 são descritos os tipos de Tally que podem ser utilizados pelo código MCNPX e o tipo de resultado que se pode obter em cada um deles.

Tabela 2.11.1-1 Tally disponíveis no código MCNPX

Tipo	Descrição (TALLY)	Partícula	Unidades Fn	Unidades *Fn
F1	Corrente passando por uma superfície	N,P e E	partículas	MeV
F2	Fluxo médio sobre uma superfície	N,P e E	partículas/cm ²	MeV/cm ²
F4	Fluxo médio sobre uma célula	N,P e E	partículas/cm ²	MeV/cm ²
F5	Fluxo em um ponto	N e P	partículas/cm ²	MeV /cm ²
F6	Energia depositada em uma célula	N e P	MeV /g	erg/g
F7	Deposição da energia média de fissão em uma célula	N	MeV /g	erg/g
F8	Distribuição de pulsos de energia gerados no detector	P e E	Pulso	MeV

CAPÍTULO 3

METODOLOGIA

3.1. Introdução

A pilha ARGUS (Arranjo Grafite-Urânio Subcrítico) é uma ferramenta experimental, que viabiliza a obtenção de parâmetros neutrônicos relevantes, necessários ao projeto de reatores da linha “*High Temperature Reactor*” (HTR). Os experimentos têm por principal finalidade a investigação do fluxo de nêutrons, seja direta ou indiretamente.

O Arranjo Subcrítico do Centro Tecnológico do Exército (CTEx) é formado por blocos de grafite com pureza nuclear colocados na posição vertical, tendo como função a moderação dos nêutrons. Os blocos de grafite são dispostos em uma forma hexagonal, sobre um pedestal de concreto, mantidos agrupados por perfis de alumínio. Os blocos de grafite centrais são vazados no centro, por onde são introduzidas as barras de combustível e a instrumentação, sendo que os blocos periféricos são maciços. As barras de combustível são compostas de um invólucro de alumínio, preenchidas com urânio natural na forma metálica. A pilha possui ainda uma fonte externa de nêutrons, constituída de Am-Be que, quando introduzida, é responsável por fornecer um fluxo de nêutrons suficiente para manter as reações de fissão em cadeia e quando retirada, cessam as reações. Essa fonte externa é introduzida até o centro da pilha subcrítica por meio de um mecanismo pneumático controlado por uma mesa de controle. Quando não está introduzida na Pilha, a fonte externa fica alojada em uma blindagem de parafina borada. A Pilha Subcrítica do CTEx é mostrada na Figuras 3.1-1 e 3.1-2.



Figura 3.1-1 Pilha Subcrítica do CTEEx

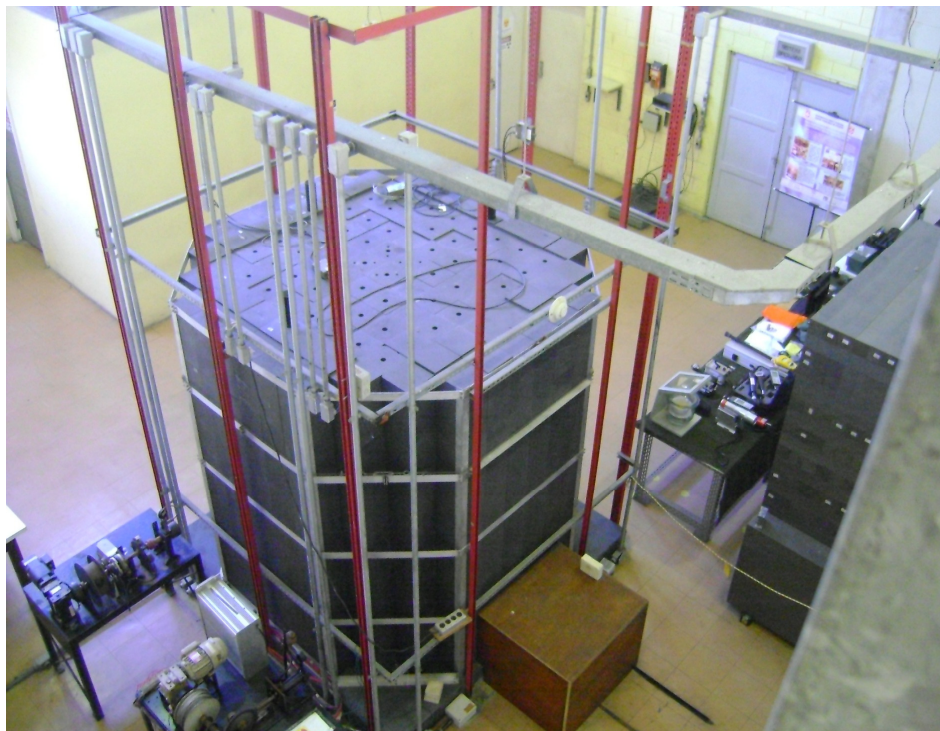


Figura 3.1-2 Vista Superior da Pilha

3.2. Modelagem da Pilha Argus

Os elementos combustíveis da Pilha ARGUS são de forma quadrada, medindo 20 cm de lado e 238,0 cm de altura. São formados de um bloco de grafite com um furo central de 1,5 cm de raio. Dentro desse furo central tem-se a vareta de combustível e uma folga preenchida com ar. Assim, tem-se um cilindro de 0,8 cm de raio de urânio, com um revestimento de alumínio de 0,1 cm, formando um conjunto de 0,9 cm de raio. Para simplificação do problema é suposto que só existem dois isótopos de urânio presentes no combustível, ^{235}U e ^{238}U . A diferença entre o grafite e o revestimento de alumínio é preenchida com ar. As Figuras 3.2-1 e 3.2-2 mostram, esquematicamente, o elemento combustível utilizado nas simulações da Pilha ARGUS. Nas figuras, o grafite está representado pelo quadrado de cor azul, o vazio é representado pelo anel de cor rosa, o revestimento pelo anel de cor amarela e o combustível pelo círculo de cor laranja. Todas as figuras esquemáticas que representam as diversas modelagens apresentadas foram obtidas pelo programa de computador VISED. A Pilha é formada por 64 elementos combustíveis iguais, em uma grade de 8 X 8. O desenho esquemático do núcleo da Pilha é mostrado nas Figuras 3.2-3 e 3.2-4.

Tem-se ainda, a fonte externa de nêutrons composta por Américo-Berílio, formada por três cilindros de 0,76 cm de raio e 5,05 cm de altura, tendo uma atividade de 2,747 Ci ($7,13 \times 10^6$ n/s). A fonte externa está contida em um invólucro de aço inox com 1,0 cm de raio e 6,0 cm de altura.

A fonte externa está envolvida em um bloco de grafite de 20 cm x 30 cm de lado e 46 cm de profundidade, que funciona como elemento estrutural e moderador. No centro da grafite, tem-se furo de 6,0 cm de diâmetro que contem um trilho, por onde ocorre o deslocamento pneumático da fonte até o centro da pilha.

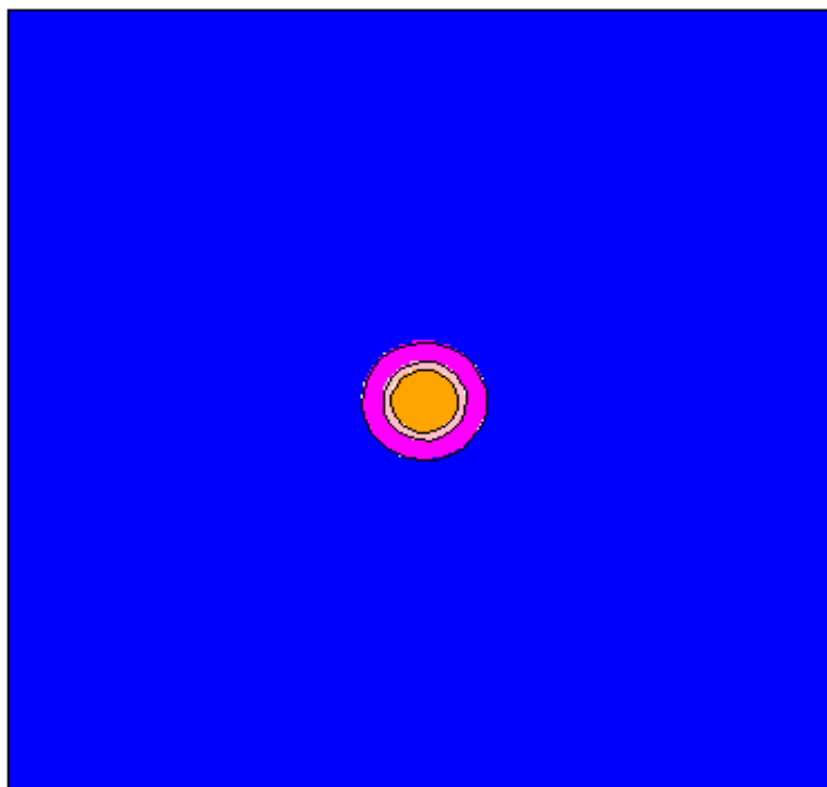


Figura 3.2-1 Corte Transversal do elemento combustível

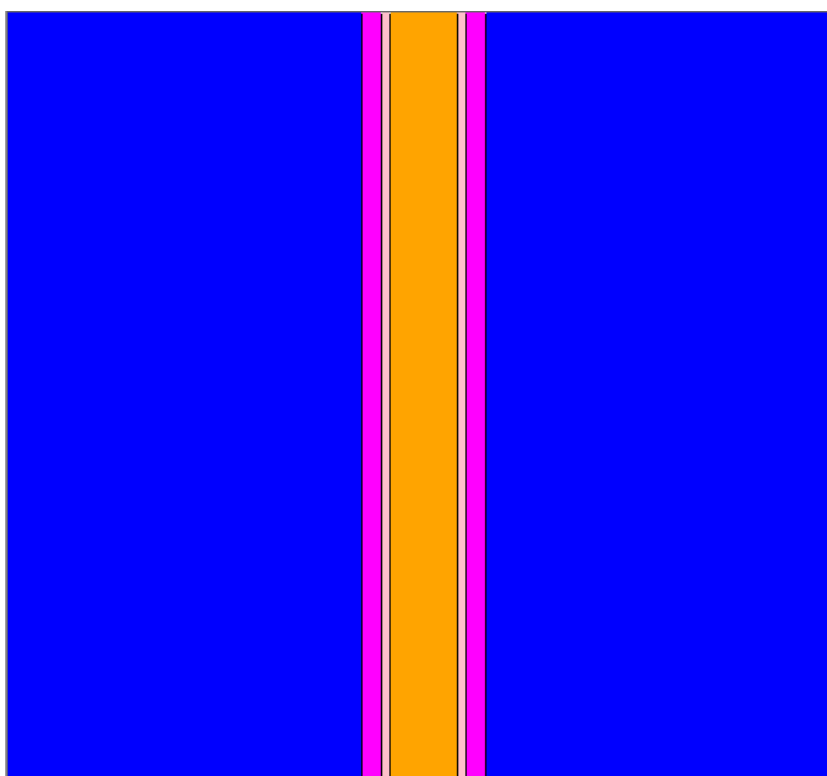


Figura 3.2-2 Corte Longitudinal do elemento combustível

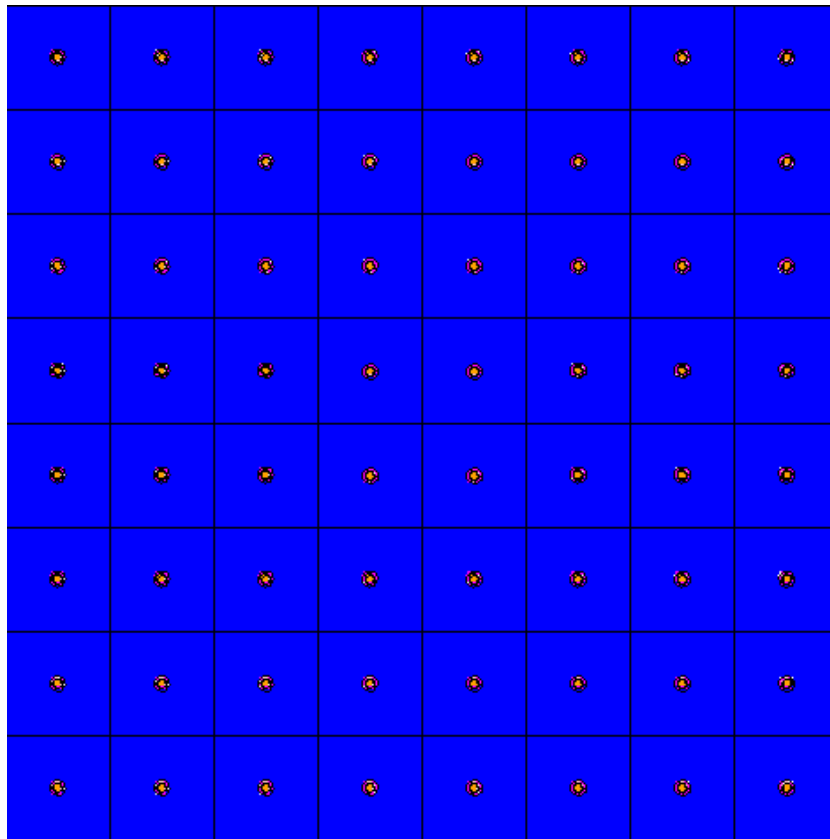


Figura 3.2-3 Corte Transversal do conjunto de elementos combustíveis

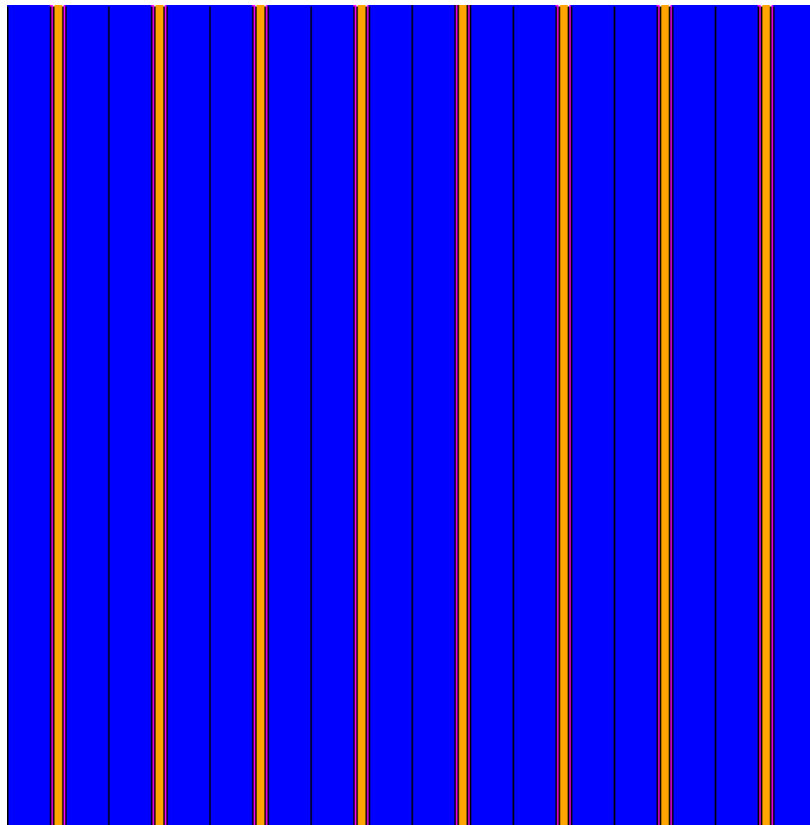


Figura 3.2-4 Corte Longitudinal do conjunto de elementos combustíveis

O bloco de grafite é envolvido por uma blindagem de parafina borada, com composição de 50% de parafina comercial ($C_{25}H_{52}$) e 50% de ácido bórico (H_3BO_3) e com 30 cm de espessura. A blindagem é revestida externamente por uma folha de compensado (madeira) de 2,0 cm para dar forma e estruturar o conjunto. A blindagem da fonte externa é mostrada na Figura 3.2-5.



Figura 3.2-5 Blindagem da fonte externa de nêutrons

A Pilha possui ainda blocos maciços de grafite, que envolvem o conjunto de elementos combustíveis e funcionam como refletor de nêutrons. Esses blocos têm espessura de 40,0 cm e a mesma altura da Pilha. O conjunto está apoiado em um pedestal de concreto e mantido agrupado por perfis de alumínio. A Figura 3.2-6 mostra em detalhes, a posição da fonte externa inserida entre os elementos combustíveis centrais da Pilha. As Figuras 3.2-7 e 3.2-8 mostram o desenho esquemático dos cortes transversal e longitudinal de toda a Pilha.

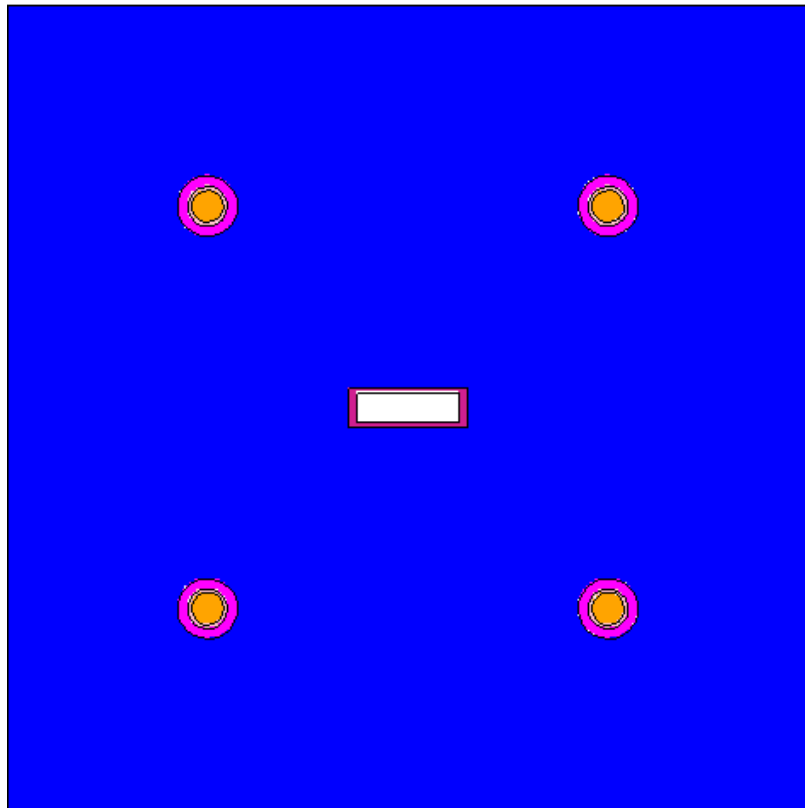


Figura 3.2-6 Fonte externa inserida nos elementos centrais da Pilha

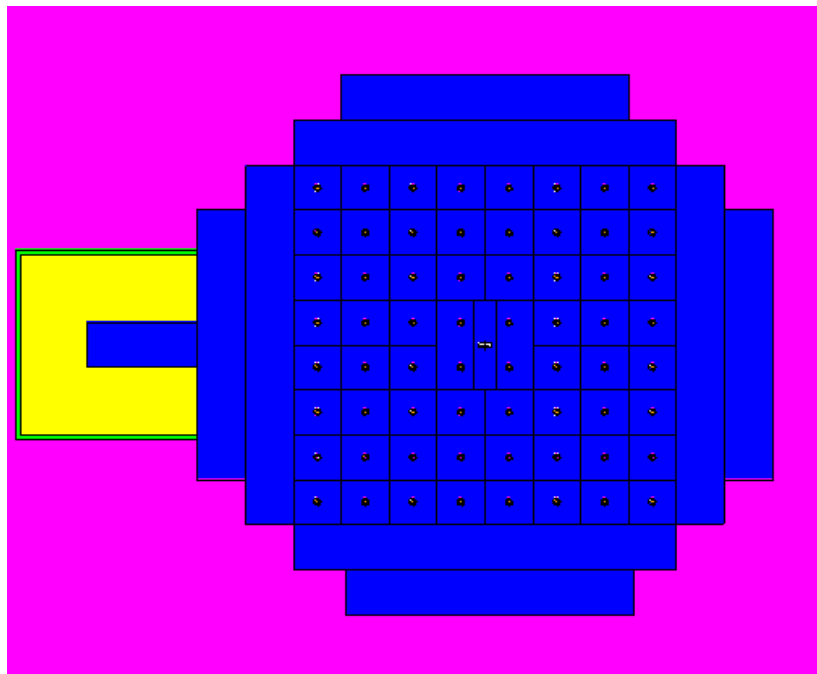


Figura 3.2-7 Modelagem da Pilha (corte transversal)

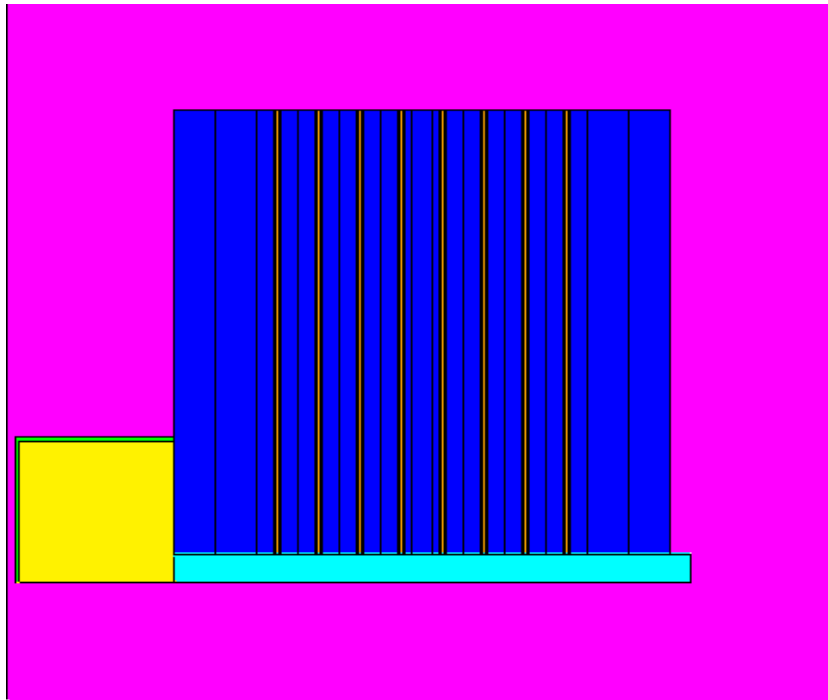


Figura 3.2-8 Modelagem da Pilha (corte longitudinal)

3.3. Cálculo do K_{ef} com a composição e geometria atual

Para a criação do arquivo de entrada do MCNPX (INP) da modelagem, primeiramente foram definidos os cartões de superfícies utilizando-se, quase que exclusivamente, as opções de macrocorpos. Tal opção visou à diminuição das linhas de comando requeridas. Essa redução pode ser exemplificada na modelagem de um cubo, onde pode-se utilizar uma única linha de comando se for usada a estrutura de macrocorpos ou seis linhas de comando, representando os seis planos que cortam tal cubo, se for utilizada a modelagem tradicional. A modelagem começou pelo dimensionamento da fonte externa, seguida do invólucro da fonte, e o bloco de grafite onde esta fonte está introduzida. O detalhamento da modelagem pode ser observado na Figura 3.2-7 (corte transversal) e na Figura 3.2-8 (corte longitudinal).

O próximo passo foi a caracterização dos dois blocos de grafite adjacentes à fonte externa. Nesses blocos adjacentes à fonte foram introduzidos quatro furos contendo o conjunto combustível, composto do combustível propriamente dito (urânio) na parte central, revestido de um tubo de alumínio e um canal de ar na região mais externa desse conjunto. Em seguida, partiu-se para a modelagem dos demais cubos de grafite com furação central para a introdução do conjunto combustível (urânio,

revestimento de alumínio e canal de ar), onde só é necessária a definição de um único elemento, visto que são idênticos. Em uma etapa posterior eles serão replicados. Continuando a definição dos cartões de superfície, são definidos os oito blocos de grafite maciços mais externos e a blindagem da fonte externa, composta internamente de um bloco de grafite, envolvida em uma camada de parafina borada e recoberta externamente por madeira. Finalizando, definiu-se o pedestal de concreto e a caixa de ar englobando toda a estrutura.

Terminada a definição dos cartões de superfície, foram definidos os cartões de célula, seguindo basicamente a mesma ordem apresentada anteriormente. Deve-se notar que para a confecção desses cartões, é necessário definir um número para cada material a ser utilizado, a densidade desse material e a importância relativa das partículas ou radiações que devem ser acompanhadas nas simulações. É nesse bloco do arquivo de entrada (INP) que são replicadas as estruturas idênticas, onde através de uma única linha de comando, pode-se copiar estruturas complexas, apenas pela variação da posição dessas estruturas. Isto é possível graças a uma estrutura do MCNP chamada de *Universo*. Para a utilização do *Universo* é necessária a definição prévia das superfícies que serão ocupadas pelas regiões a serem replicadas.

Encerrando o arquivo de entrada (INP) é apresentado o bloco de dados da simulação, que inclui a definição de todos os materiais utilizados, com suas respectivas composições em massa dos elementos químicos constituintes. Nesse bloco são definidas ainda quais as partículas ou radiações de interesse. São introduzidos ainda, dados geométricos e energéticos da fonte externa. O cálculo de K_{ef} propriamente dito é executado pelo comando KCODE, onde são definidos quantos nêutrons por ciclo, uma estimativa inicial do valor de K_{ef} , número de ciclos iniciais que serão desconsiderados e número total de ciclos estudados na simulação.

Na primeira simulação realizada foram mantidas todas as características originais da Pilha ARGUS, ou seja, o combustível constituído de urânio natural metálico, com 0,7% do radioisótopo ^{235}U .

3.4. Cálculo do K_{ef} com a manutenção da geometria e variação da composição do elemento combustível

Foram ainda simuladas outras concentrações de urânio metálico variando-se a proporção de ^{235}U no combustível, sendo observado que o valor de K_{ef} . Foram ainda estudados K_{ef} para combustível dióxido de urânio, UO_2 , visto que essa substância pode ser mais facilmente produzida que o urânio metálico, principalmente em concentrações

maiores que a natural.

3.5. Cálculo do fluxo de nêutrons da pilha descarregada

Nessa simulação a pilha funciona como um irradiador de nêutrons, visto que a fonte externa de Am-Be é a única fonte de produção desses nêutrons.

Foi utilizado o INP obtido anteriormente, com a retirada o combustível da pilha, pela modificação do material que preenchia os canais da Pilha. Onde existia originalmente urânio e alumínio, foi substituído por ar. Foram distribuídos detectores do tipo pontual (Tally F5) ao longo do eixo Z (variação longitudinal) e ao longo do eixo Y (variação transversal).

As Figuras 3.5-1 e 3.5-2 mostram o desenho esquemático dos cortes transversal e longitudinal de toda a Pilha, bem como a distribuição dos detectores pontuais, representados por pequenos retângulos amarelos.

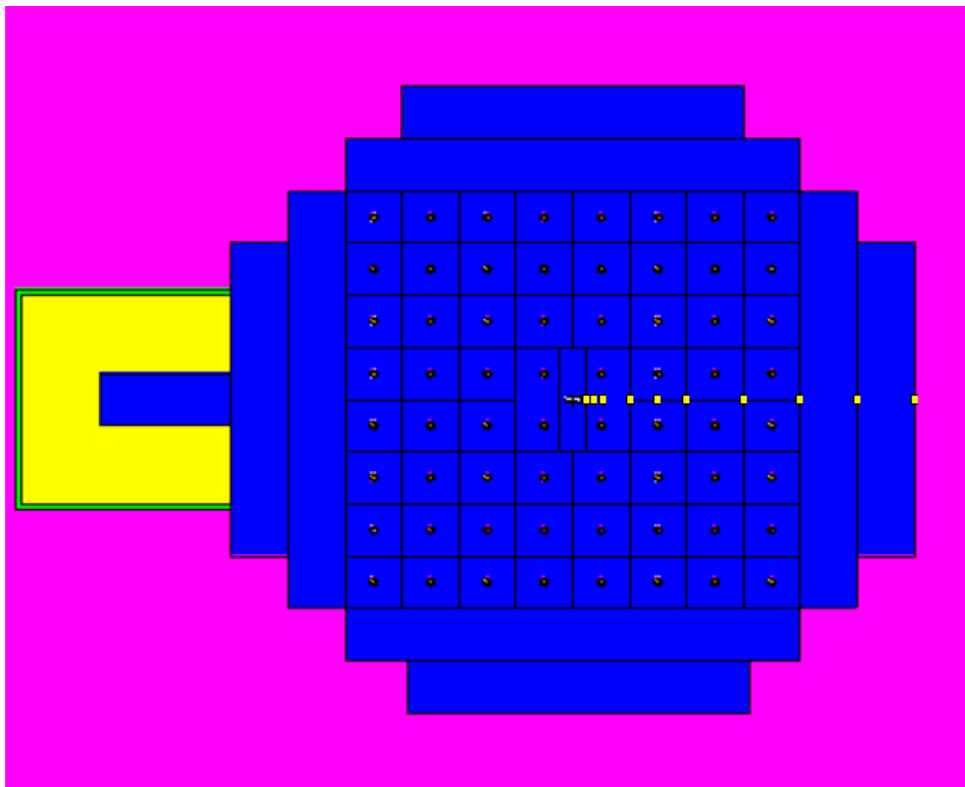


Figura 3.5-1 Corte transversal da Pilha descarregada

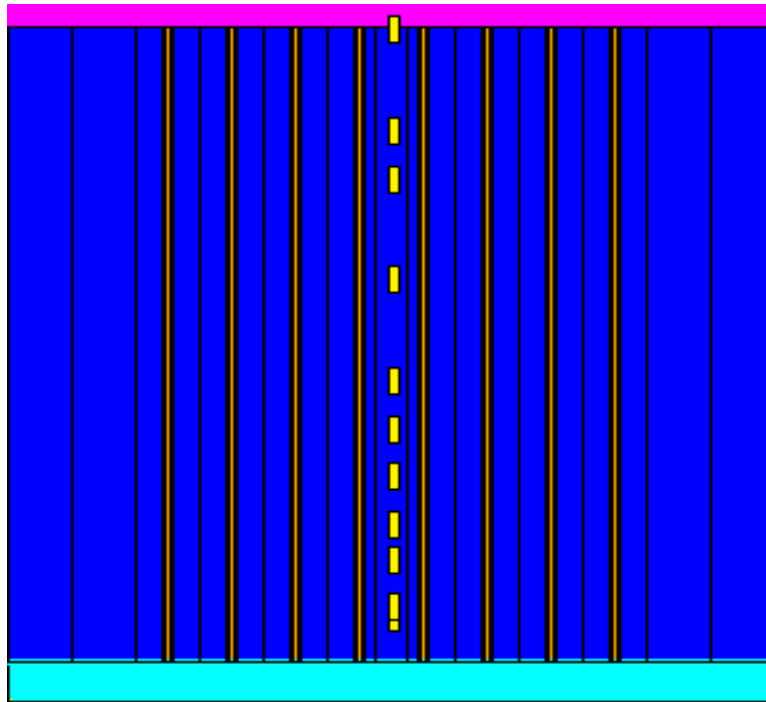


Figura 3.5-2 Corte longitudinal da Pilha descarregada

3.6. Cálculo do fluxo de nêutrons da pilha carregada com a presença da fonte externa

Neste caso foi utilizado o mesmo INP da simulação de fluxo para a Pilha descarregada, recolocando o material combustível nas suas devidas posições, adicionando-se os detectores para a determinação de fluxo. Foram utilizados dois sistemas para comparação, o primeiro utilizando Urânio natural e outro com uma concentração de combustível de 3,4% de ^{235}U (onde K_{ef} tinha um valor bem próximo de 1). Foram mantidos os detectores do tipo pontual (tally F5) ao longo do eixo Z (variação longitudinal) e ao longo do eixo Y (variação transversal).

3.7. Cálculo do fluxo de nêutrons da pilha carregada sem a presença da fonte externa

Da mesma forma que a seção anterior, foi utilizado o INP completo da Pilha, substituindo o material da fonte externa. Neste caso, porém, sendo preenchida com grafite, visto que a fonte externa está inserida em um bloco de grafite. Da mesma forma, foram distribuídos detectores do tipo pontual (tally F5) ao longo do eixo Z (variação longitudinal) e ao longo do eixo Y (variação transversal).

Como o fluxo máximo obtido em todos os cálculos foi da ordem de $9,0 \times 10^5 \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$, a idéia de utilização da Pilha existente no CTEEx foi descartada e partiu-se para a modelagem de um reator moderado a grafite, com a utilização, preferencialmente, do material da Pilha.

3.8. Modelagem do reator sem refletor

Como o fluxo máximo obtido para a Pilha ficou abaixo do fluxo necessário para qualquer das aplicações desejadas, partir-se para a modelagem de um reator que pudesse oferecer um fluxo maior. Em uma primeira modelagem foi utilizado um reator sem nenhum refletor. Deve-se notar que são mantidos, em um primeiro momento, as configurações e os materiais utilizados para especificar os elementos combustíveis na Pilha ARGUS. Essa modelagem é mostrada nas Figuras 3.8-1 e 3.8-2, a seguir:

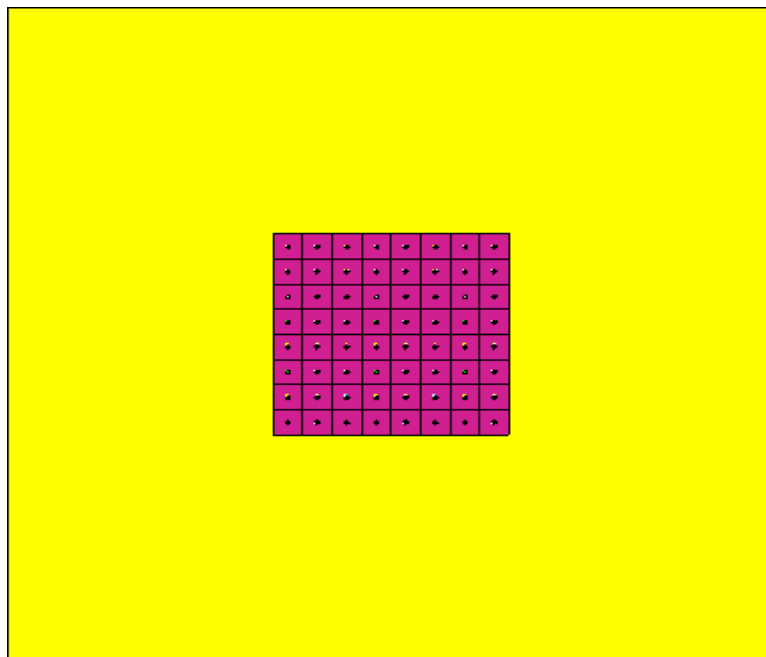


Figura 3.8-1 Corte transversal do reator sem refletor

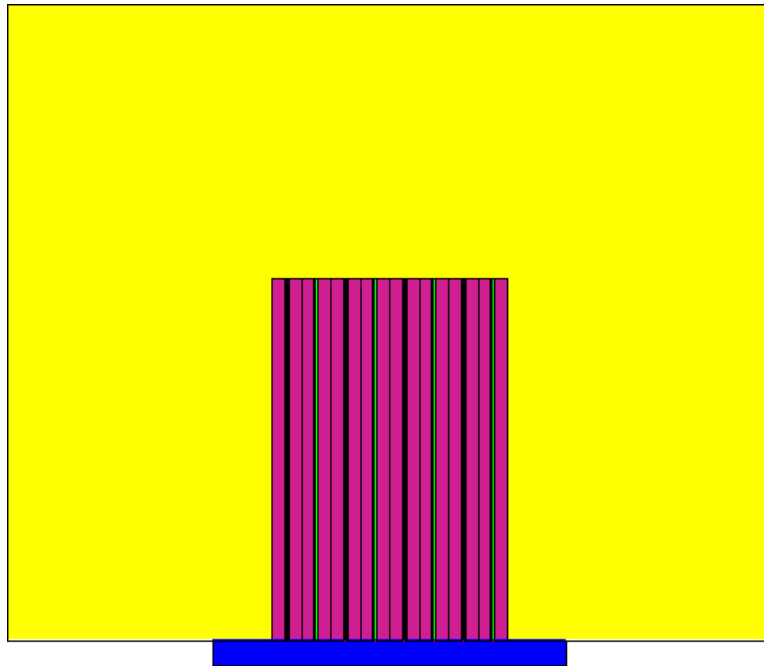


Figura 3.8-2 Corte longitudinal do reator sem refletor

Após a modelagem, foi calculado o valor de enriquecimento em ^{235}U para manter o reator permanecer crítico e comparado com o valor obtido para a pilha.

3.9. Modelagem do reator com refletor

Como a perda de nêutrons por fuga era imensa, foi proposta a criação de uma camada de refletor de 60 cm de grafite em todo o reator. Esse valor foi obtido através dos parâmetros de difusão [Duderstadt e Hamilton, 1942]. Esse valor é ainda compatível com a espessura utilizada em outros reatores de pesquisa apresentados na Tabela 2.9.6. As Figuras 3.9-1 e 3.9-2 mostram, de forma esquemática, o reator proposto com a adição de uma camada de grafite utilizada como refletor.

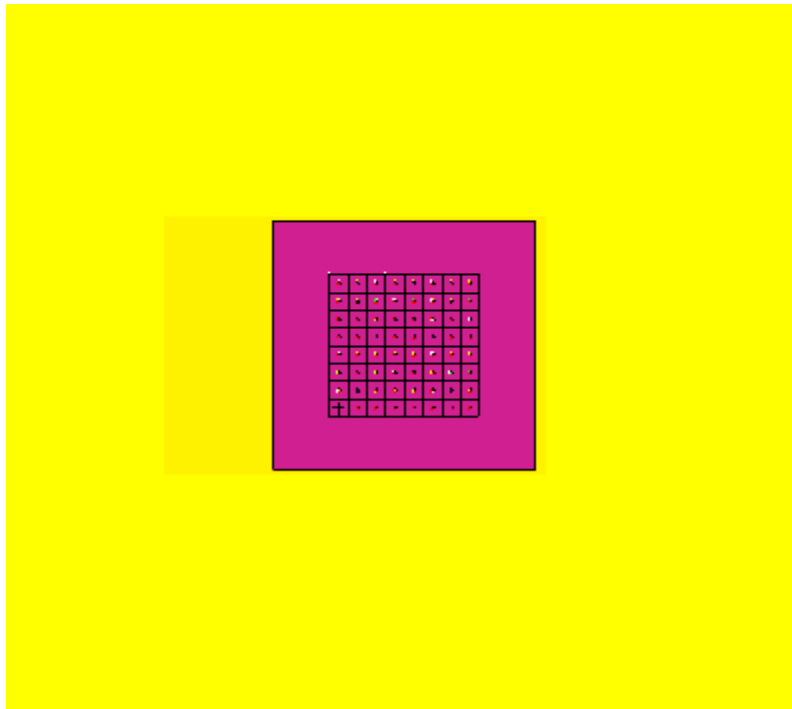


Figura 3.9-1 Corte transversal do reator com refletor

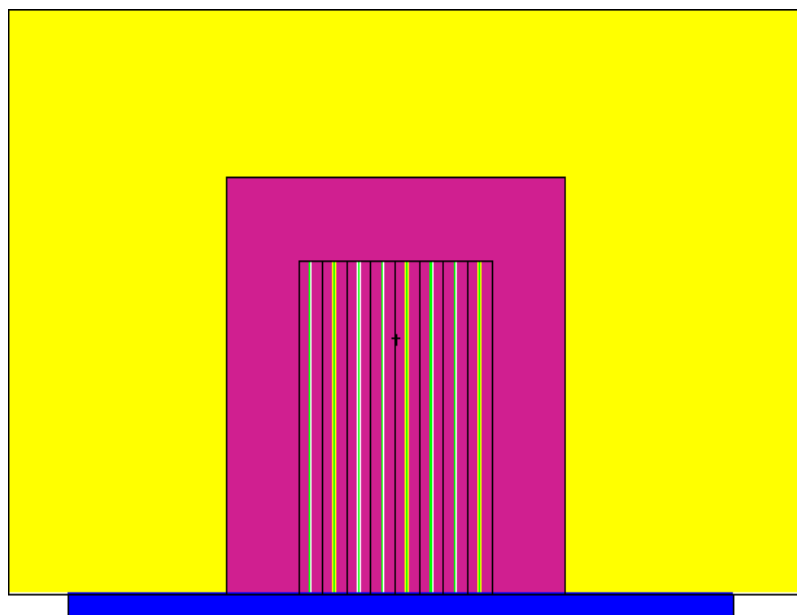


Figura 3.9-2 Corte longitudinal do reator com refletor

3.10. Modelagem do reator com refletor e blindagem biológica

Para atender a requisitos de segurança, tanto física como de proteção radiológica, incluiu-se em todo o reator uma camada de concreto de 2,0 m.

Isso foi implementado, adicionando-se uma camada de concreto em toda a

lateral do reator, bem como em sua cobertura. Foi utilizado concreto com uma composição de 26,1 % de carbono, 45,97 % de oxigênio, 10,6% de hidrogênio, 0,23 % de magnésio; 14,1 % de cálcio, 2,1 % de silício; 0,2 % de ferro e 0,7 % de alumínio. O detalhamento da modelagem pode ser observado nas Figuras 3.10-1 e 3.10-2.

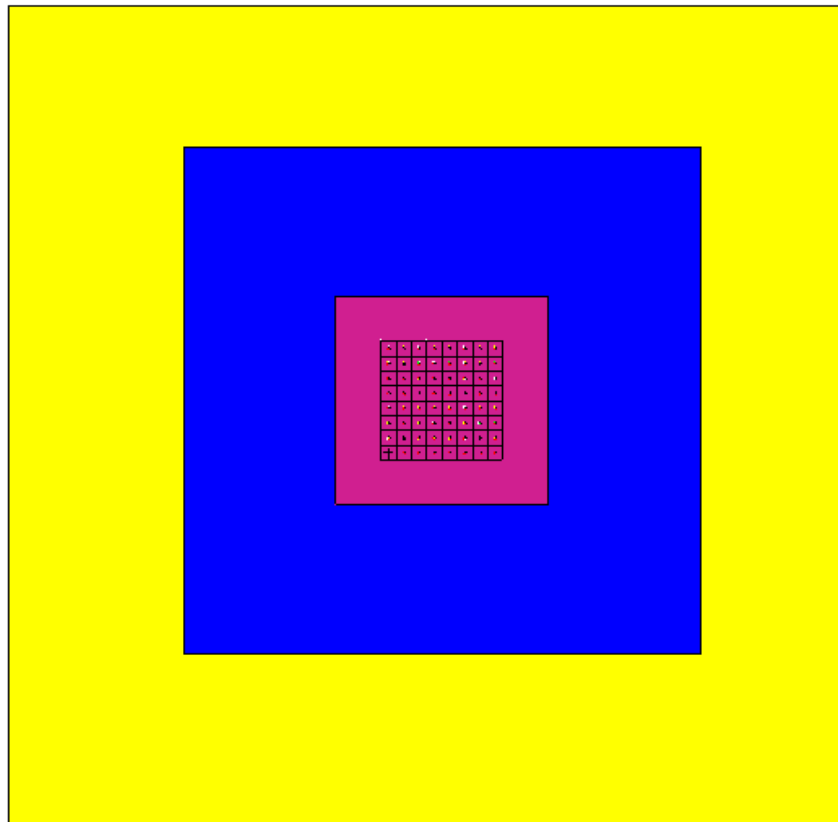


Figura 3.10-1 Corte transversal do reator com blindagem

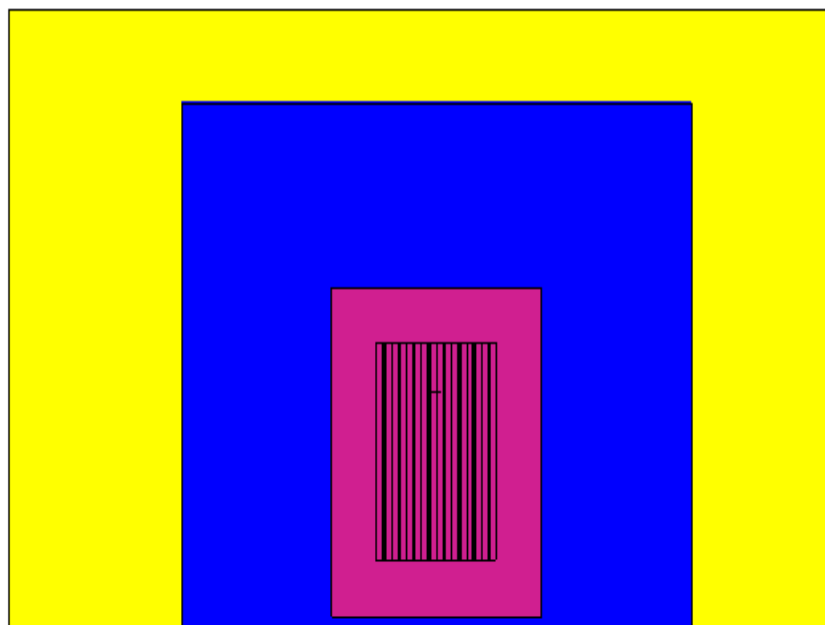


Figura 3.10-2 Corte longitudinal do reator com blindagem

3.11. Inclusão de barras de controle e barras de segurança

Para a operação de um reator nuclear, tem-se a necessidade da inclusão no projeto de barras de controle e barras de segurança. As barras de segurança são responsáveis pelo desligamento do reator em virtude de algum problema na sua operação. As barras de controle são responsáveis pelo ajuste fino no K_{ef} do reator, podendo ser retiradas ou introduzidas para manter o reator crítico, aumentar ou diminuir a potência do reator, etc.

As barras de segurança e as de controle são cilindros idênticos aos que contém o combustível nuclear do reator, sendo preenchidos com material absorvedor. Na presente modelagem, as barras foram preenchidas com 80% de Prata, 15% de Índio e 5% de Cádmiio.

Sendo a parte central do reator, onde está contido o combustível, modelado pelo comando do MCNP “*Lattice*”, foram criados vários “*Universos*” diferentes para simular a presença das barras de controle e de segurança. Assim se a barra está 100% inserida, ela é descrita num determinado *Universo*. Se estiver 100% retirada, a barra é representada por outro *Universo*, e assim por diante.

3.11.1. Inclusão das barras de segurança

Das 64 posições de combustível presentes até então, quatro foram substituídas por barras de segurança. Foram escolhidas posições simétricas e centrais no reator, de modo a garantir que o mesmo seja “apagado” pela introdução total dessas barras que são acionadas pela ação da gravidade.

3.11.2. Inclusão das barras de controle

Outras quatro posições no núcleo do reator foram ocupadas pelas barras de controle. Foram distribuídas em posições centrais do núcleo, formando um quadrado entre elas e uma diagonal com o centro do núcleo. São posicionadas internamente as barras de segurança.

A presença das barras de controle e barras de segurança são evidenciadas nas Figuras 3.11.2-1 e 3.11.2-2. A Figura 3.11.2-1 representa um quadrante do reator. Deve-se notar que existe uma posição onde a circunferência está totalmente preenchida de

amarelo. Essa é a representação da barra de segurança totalmente retirada. Na sua diagonal acima, encontra-se outra circunferência preenchida internamente com a cor rosa claro, representando a presença da barra de controle inserida. As demais são representações das barras de combustível. A Figura 3.11.2-2 representa o núcleo do reator inteiro, onde pode-se notar a presença das barras de controle inseridas e das barras de controle retiradas do núcleo.

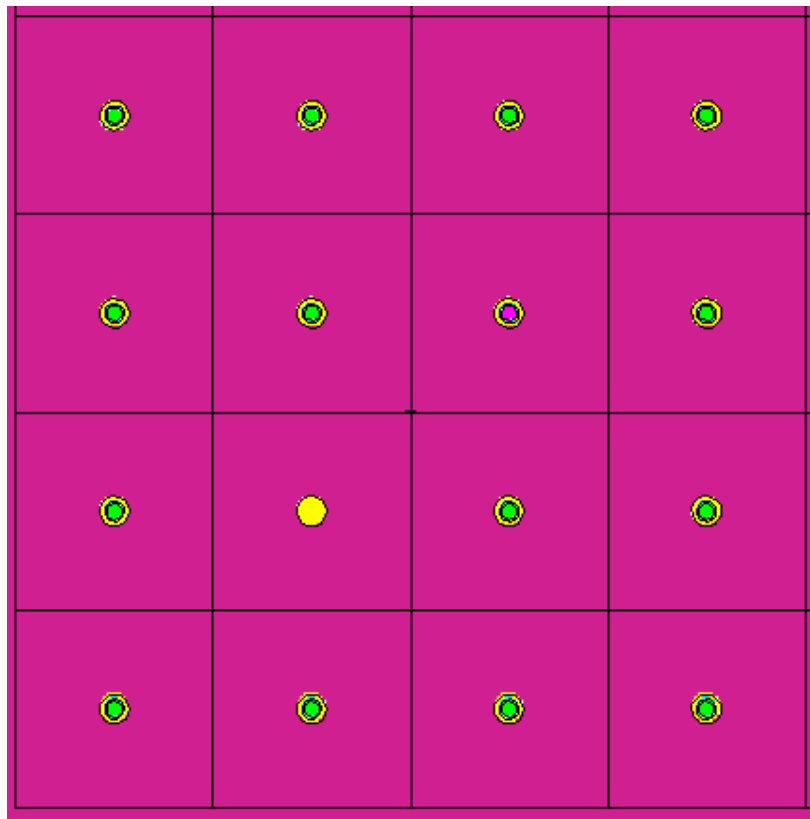


Figura 3.11.2-1 Corte transversal de um quadrante do núcleo do reator

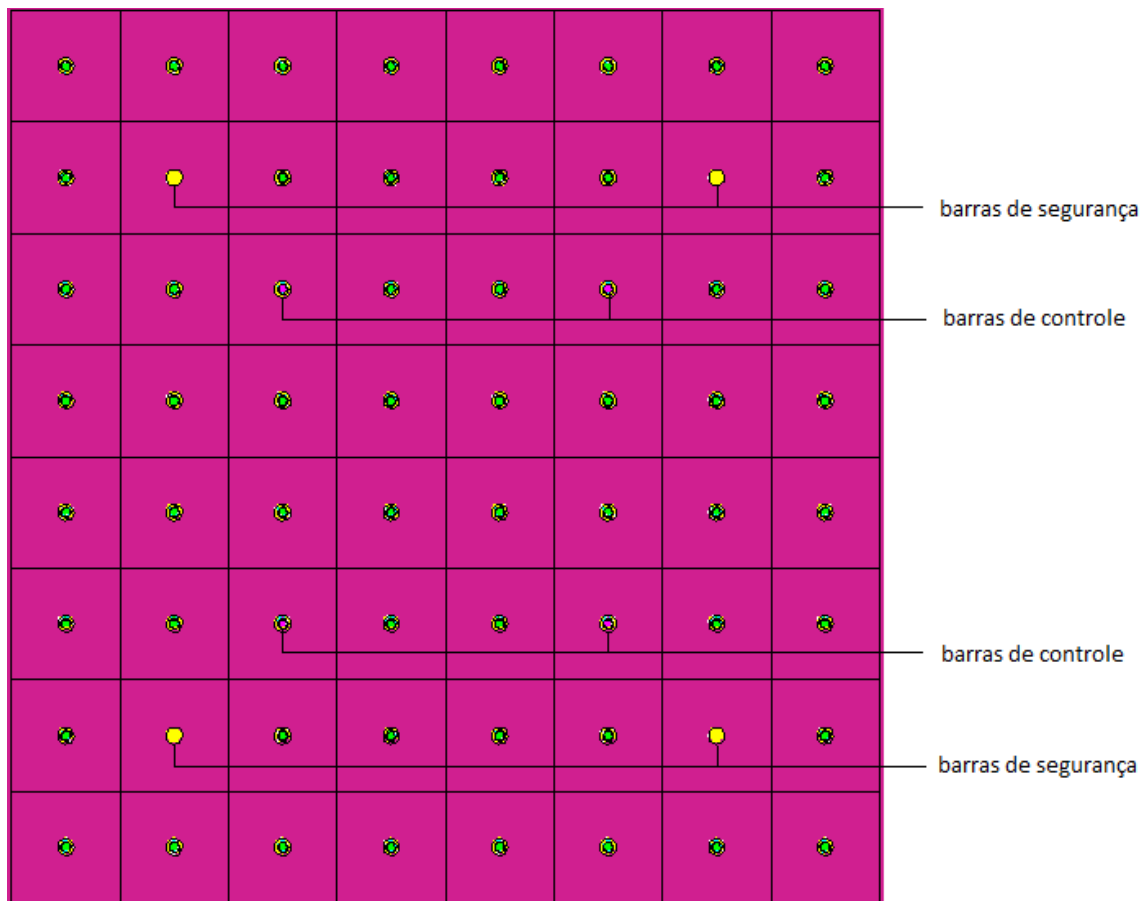


Figura 3.11.2-2 Corte transversal do núcleo com o posicionamento das barras de segurança e de controle

3.12. Cálculo do fluxo de nêutrons total

Com a determinação da composição do núcleo e sua geometria, partiu-se para a simulação do reator em diversas potências. Como a variação do fluxo é linear com a potência, busca-se trabalhar com o valor máximo de potência para obter-se um valor expressivo de fluxo.

Utilizando-se cartões específicos no arquivo de entrada do MCNP, pode-se atribuir um valor a potência ao reator e obter-se um valor de fluxo de nêutrons total naquela determinada condição.

3.13. Cálculo dos Fluxos em cada célula do reator

Foram realizados cálculos de fluxo utilizando-se detectores do tipo tally F4, ou seja, fluxo médio através de uma célula [X-5 Monte Carlo Team, 2003]. Foram calculados os fluxos para cada célula envolvida no sistema, ou seja, nas células do

combustível, do revestimento, do “gap”, do moderador, do refletor e da blindagem de concreto. Com os dados de fluxo de todas as células envolvidas, realizou-se o somatório de todos os valores de fluxo, obtendo-se um valor próximo de um. Assim, admitiu-se que o fluxo médio em uma célula é o fluxo total multiplicado pela contribuição dessa célula.

3.14. Cálculo simplificado da transferência de calor e a potência máxima que pode ser atribuída ao reator sem a necessidade de um sistema de remoção de calor

Até esse ponto do trabalho, era arbitrado um valor de potência para o cálculo do fluxo de nêutrons total presente no sistema. Partindo-se para um cálculo mais realista, deve-se determinar a potência de operação do reator para manter sua integridade física. Optou-se inicialmente pela determinação da potência máxima para que não fosse necessária a presença de um sistema de remoção de calor.

Para o cálculo requerido, utilizou-se uma modelagem que pode ser melhor compreendida observando-se a Figura 3.14-1. Como todos os materiais que compõem o núcleo têm pontos de fusão elevados, utilizou-se a temperatura máxima do núcleo como aquela onde o grafite começa a reagir com o ar. Assim, tomando como limitante a temperatura do núcleo ($T_{\text{núcleo}}$) como sendo que a temperatura de grafite começa a reagir com o ar, que é de 450°C, causando perda de resistência mecânica, e a temperatura ambiente do ar (T_{ar}), como sendo 25°C, pode-se estimar a quantidade de calor que será removida naturalmente, através da equação 3.14-1 (HOLMAN,1976):

$$Q = \frac{2 \pi L (T_{\text{núcleo}} - T_{\text{ar}})}{((\ln (R_{\text{reflt}} / R_{\text{núcleo}}) (1 / h_{\text{reflt}}) + (\ln (R_{\text{blind}} / R_{\text{reflt}}) (1 / K_{\text{blind}}) + 1 / 2 \pi L R_{\text{blind}} h_{\text{ar}}))} \quad (3.14-1)$$

Para a obtenção dos valores de Q descrito na equação 3.14-1, utilizou-se os dados de constantes de condutividade térmica (K), o coeficiente de transferência térmica (h) e as temperaturas de fusão dos materiais envolvidos no estudo apresentados na Tabela 3.14-1 [Holman – 1976]. Os raios equivalentes das regiões da Figura 3.14-1 são apresentados na Tabela 3.14-2.

-

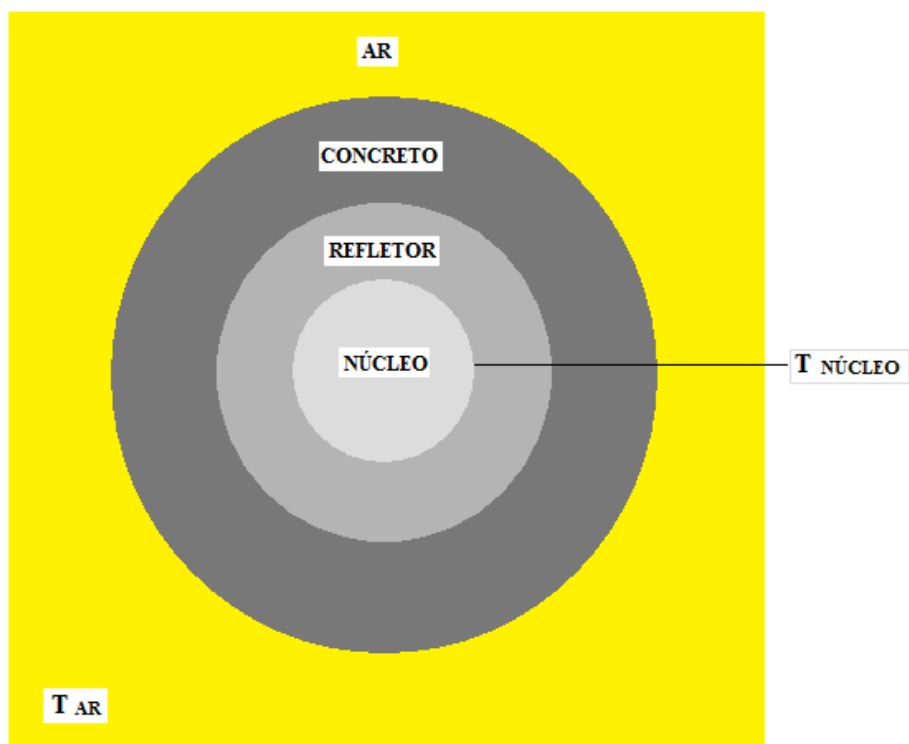


Figura 3.14-1 Modelagem da transferência de calor no reator

Tabela 3.14-1 Constantes utilizadas no cálculo da transferência de calor [Holman, 1976]

K_{UO_2} (W/mK)	K_{Al} (W/mK)	K_{ar} (W/mK)	$K_{grafite}$ (W/mK)	$K_{concreto}$ (W/mK)	h_{ar} (W/m ² K)	$T_{fusão}$ UO ₂ (K)	$T_{fusão}$ Al (K)	$T_{fusão}$ grafite (K)
4,0	237,0	0,026	129,0	0,70	5,00	3140	933,47	3800,15

Tabela 3.14-2 Dimensões utilizadas nos cálculos da transferência de calor

$R_{núcleo}$ (m)	R_{reflt} (m)	R_{blind} (m)	L (m)
0,9	1,296	3,495	4,98

onde: R é o raio de região e L é o comprimento do reator

3.15. Cálculo do Fluxo total e do Fluxo em cada célula do Reator para a potência máxima calculada

Após o cálculo da potência máxima deve-se partir para o cálculo do fluxo total no reator com a verificação do patamar de K_{ef} , para manter o reator crítico. Em seguida, pode-se calcular os fluxos relativos em cada tipo de célula do reator.

3.16. Cálculos de transferência de calor para elevar a potência de trabalho (adoção de um sistema de remoção de calor - convecção forçada), utilizando-se ar como refrigerante

Sabendo-se que o fluxo de nêutrons é função da potência gerada no reator, pode-se elevar a potência de operação do reator ao limite da manutenção de sua integridade. A manutenção da integridade das características físicas do reator deve ser realizada operando-se em um limite de potência que permita a manutenção das temperaturas do núcleo. Para operar um reator sem um sistema de remoção de calor, tem-se um limite de potência de operação. Se for necessária a elevação da potência de operação, será obrigatória a introdução de um sistema de refrigeração.

Para o reator em estudo, foi introduzido um sistema de refrigeração simples, onde a troca de calor é realizada pela passagem forçada de ar através dos canais formados entre o revestimento dos combustíveis e os blocos de grafite, chamado “gap”. Para uma maior eficiência de troca de calor, o material do revestimento foi substituído por Zircaloy-4, com 98,12% de zircônio, 1,45% de estanho, 0,21% de ferro, 0,1% de cromo e 0,12% de oxigênio.

A representação da modelagem simplificada da transferência forçada de calor é mostrada na Figura 3.16-1, onde o fluxo de ar atravessa o anel representado em amarelo.

Na modelagem do problema foram realizadas várias simplificações. Foi admitida uma temperatura única do combustível e seu revestimento, estimada em 450 °C (temperatura no interior do combustível) e representada na Figura 3.16-1 como T_2 . A temperatura do grafite é fixada em 90 °C e representada por T_1 . As temperaturas de entrada e saída do ar adotadas são respectivamente 30 °C e 150 °C, sendo a temperatura média de 90 °C (T_3) para efeito de cálculo. Com base em outros reatores de pesquisa que utilizam ar como refrigerante, foi utilizado um fluxo de ar com uma velocidade de 33 m/s [IAEA - Directory of Nuclear Reactors, 1959].

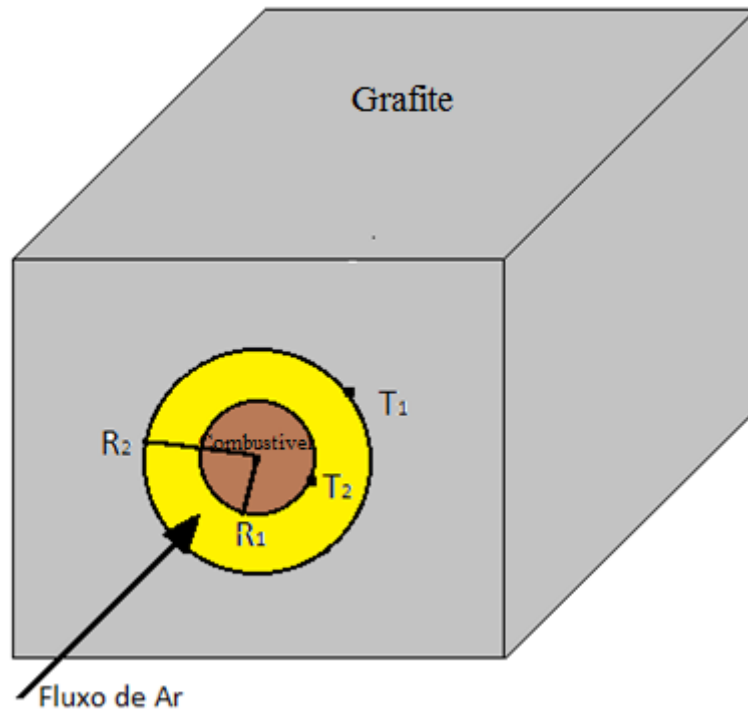


Figura 3.16-1 Modelagem do canal de refrigeração do reator

Os dados do refrigerante, ar a 90 °C, são apresentados na Tabela 3.16-1.

Tabela 3.16-1 Propriedades do refrigerante a 90 °C [Holman, 1976]

Coefficiente de viscosidade (μ) (Kg/m s ⁻¹)	Densidade (ρ) (Kg/m ³)	Condutividade térmica (k) (W/m °C)	Calor específico (cp) (KJ/ Kg °C)	Número de Prandtl (Pr)
2,027x10 ⁻⁵	9,980x10 ⁻¹	3,003x10 ⁻²	1,001	7,020x10 ⁻¹

Para realização dos cálculos de transferência de calor, e por se tratar de uma área anular, é necessária a determinação de um diâmetro equivalente de troca térmica, através da equação:

$$D_{\text{equiv}} \text{ (m)} = ((2R_2)^2 - (2R_1)^2)^{1/2} \quad (3.16-1)$$

onde $R_2=0,015$ m e $R_1= 0,01$ m.

De posse dos dados apresentados, pode-se obter o valor da quantidade de calor a ser removido em cada elemento combustível. Multiplicando-se pelo número de elementos combustíveis presentes pode-se, conseqüentemente, estimar a potência de trabalho do reator. Para isso, são calculados os valores dos números de Reynolds e Nusselt, mostrados nas equações 3.16-2 e 3.16-3, pode-se calcular o coeficiente de transferência térmica (h), conforme equação 3.16-4. Finalmente, utilizando-se a equação 3.16-5, pode-se calcular o valor da quantidade de calor total a ser removida.

$$Re = \frac{\rho v Dh}{\mu} \quad (3.16-2);$$

$$Nu = 0,023 Re^{0,8} Pr^{0,4} \quad (3.16-3);$$

$$h \text{ (W/m}^2\text{C)} = \frac{k Nu}{Dh} \quad (3.16-4);$$

$$Q \text{ (W)} = h A_t \Delta T \quad (3.16-5)$$

3.17. Estudo da variação do fluxo de nêutrons com a variação da geometria do reator

Com dados da quantidade de calor que deve ser retirada em cada elemento combustível, pode-se propor novas modelagens com variações de geometria do reator inicial, calcular a potência de operação em cada nova configuração e obter o fluxo máximo de nêutrons desse novo reator, verificando se é viável a adoção de uma nova configuração que proporcione um ganho significativo no fluxo máximo de nêutrons.

Assim, foram comparadas cinco configurações diferentes, mantendo-se os materiais utilizados nas modelagens anteriores.

A Figura 3.17-1 mostra o reator original estudado até aqui. Esse reator já foi

objeto de estudo em duas situações, o primeiro sem a adição de um sistema de refrigeração e o segundo com remoção de calor. Na Figura 3.17-2 é apresentado um reator com nove varetas em cada elemento combustível. Nas Figuras 3.17-3 e 3.17-4 são apresentados reatores de maiores dimensões, com a composição dos elementos combustíveis idênticas, sendo o primeiro com 256 elementos combustíveis e o segundo com 1024.

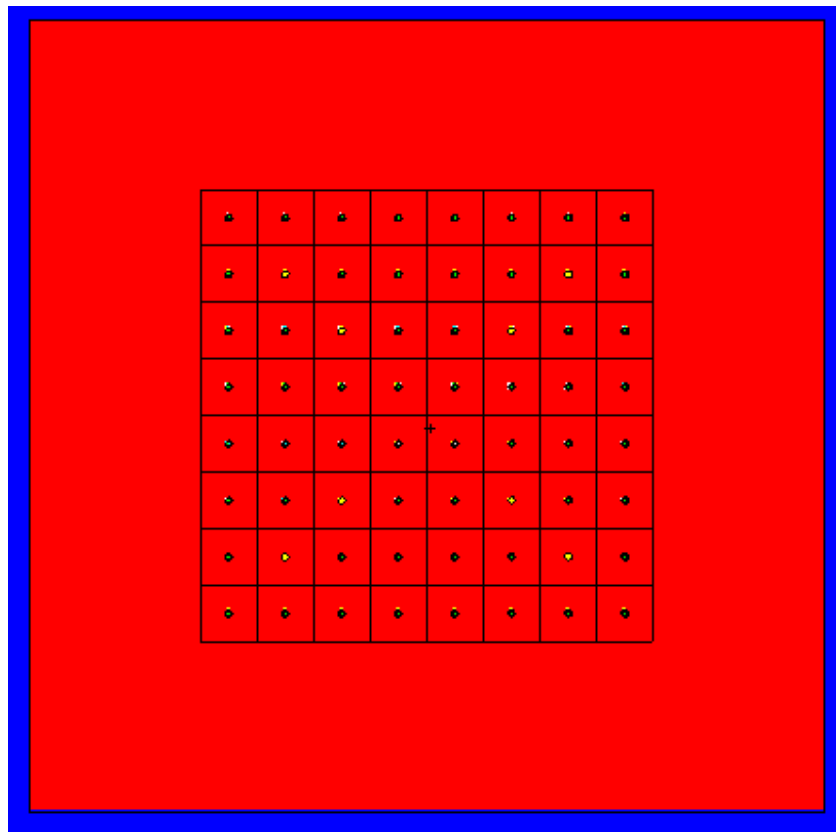


Figura 3.17-1 Reator 8x8 original

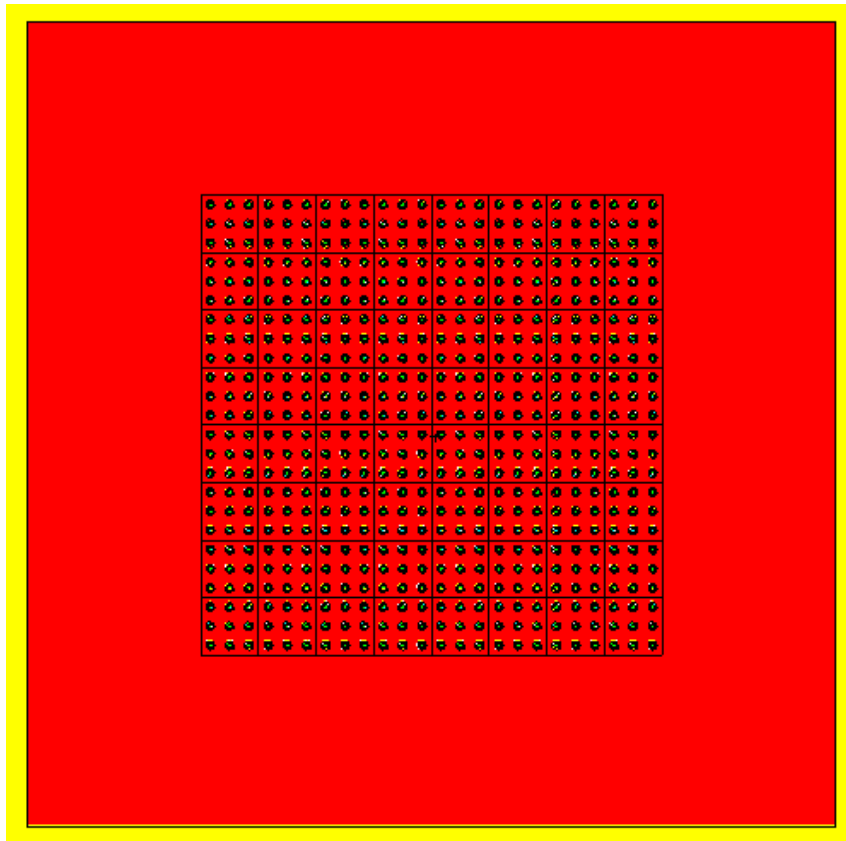


Figura 3.17-2 Reator 8x8 com nove varetas em cada elemento combustível

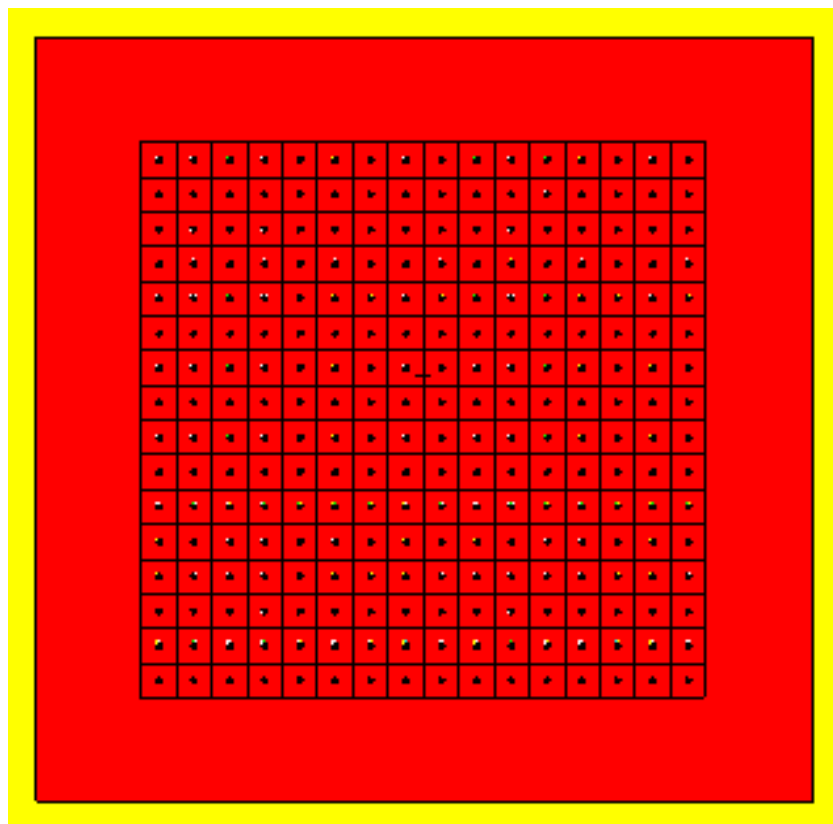


Figura 3.17-3 Reator 16x16

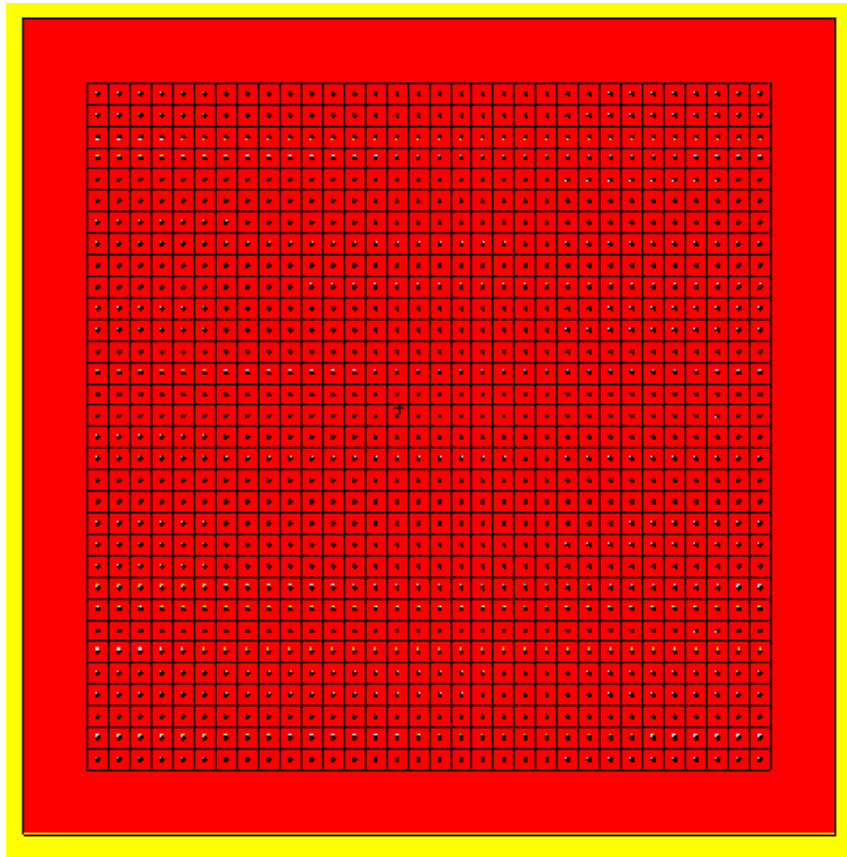


Figura 3.17-4 Reator 32x32

3.18. Criação de um canal de irradiação

A criação de um canal de irradiação é um dos pontos principais deste trabalho, visto que se deseja que esse canal de irradiação seja viável para diversas aplicações. A modelagem do canal é apresentada na Figura 3.18-1. Nessa figura, o canal é representado pelo retângulo horizontal amarelo e está a 1,20m de altura.

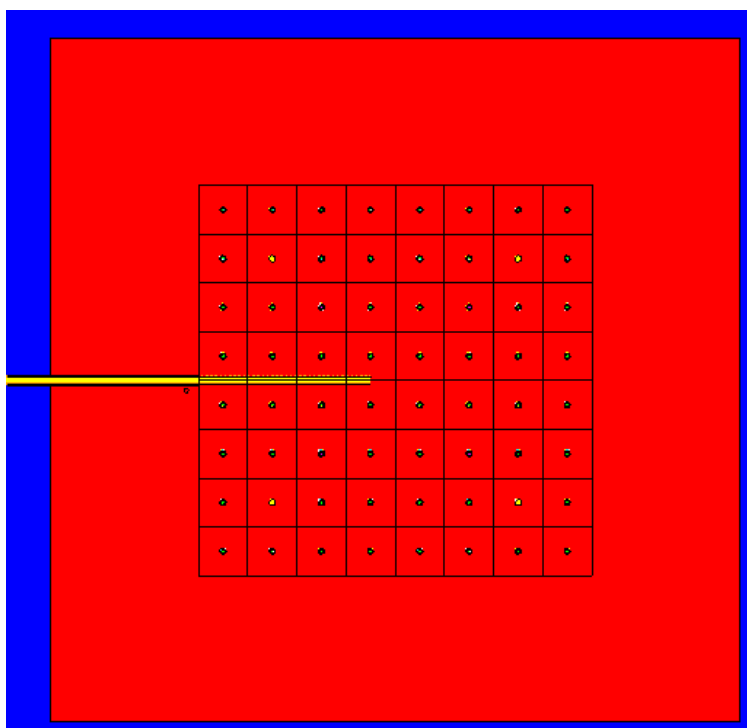


Figura 3.18-1 Reator original com canal irradiação horizontal (em amarelo)

Ao simular o fluxo em um ponto do canal, próximo ao centro do núcleo, foi percebido que existia uma fuga significativa no canal neste ponto. Com isso foi implementada uma camada de refletor no canal, sendo o material escolhido Cádmiu. Foi realizada uma comparação entre diversas espessuras desse refletor e sem refletor, e escolhida à espessura de 0,5 cm como a mais vantajosa, visto que era a que proporcionava o maior fluxo de nêutrons.

Para quantificar o fluxo de nêutrons ao longo do canal modelado, foram distribuídos 18 detectores pontuais tipo tally F5, como representado na Figura 3.18-2.

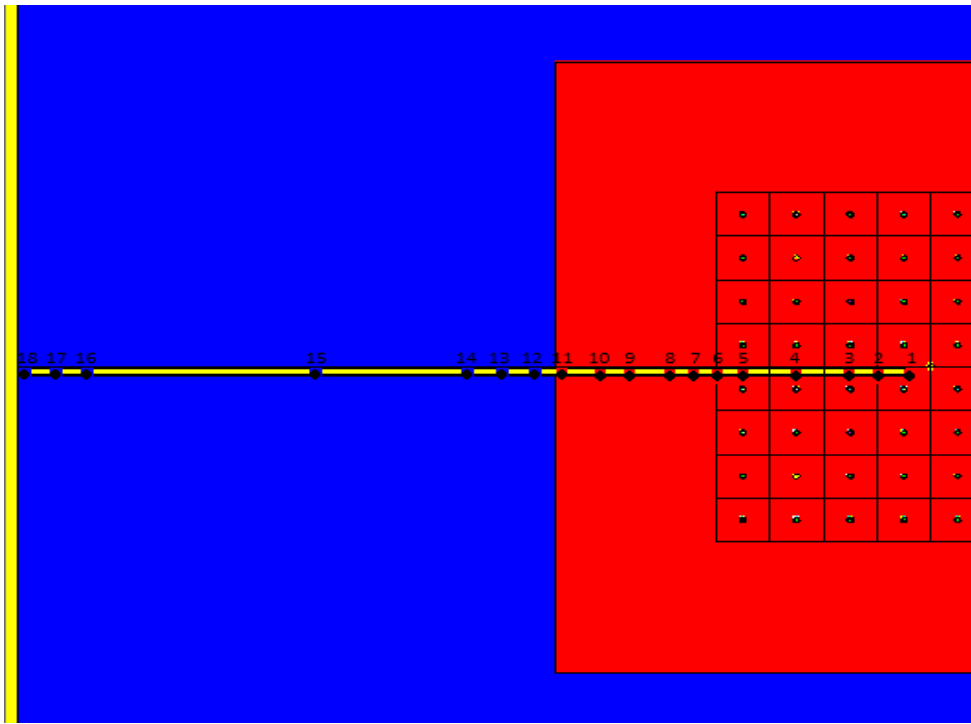


Figura 3.18-2 Distribuição de detectores para estudo do fluxo no canal de irradiação no canal original

Foram realizadas outras duas modelagens na tentativa da melhoria do fluxo no canal. A primeira teve como inspiração o canal J9 do Reator Argonauta do Instituto de Engenharia Nuclear (IEN), da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), conforme Figura 3.18-3 e na segunda foi substituída a parte de concreto que circunda o canal por grafite (Figura 3.18-4), sendo o concreto substituído por grafite em um canal concêntrico de 60 cm de raio.

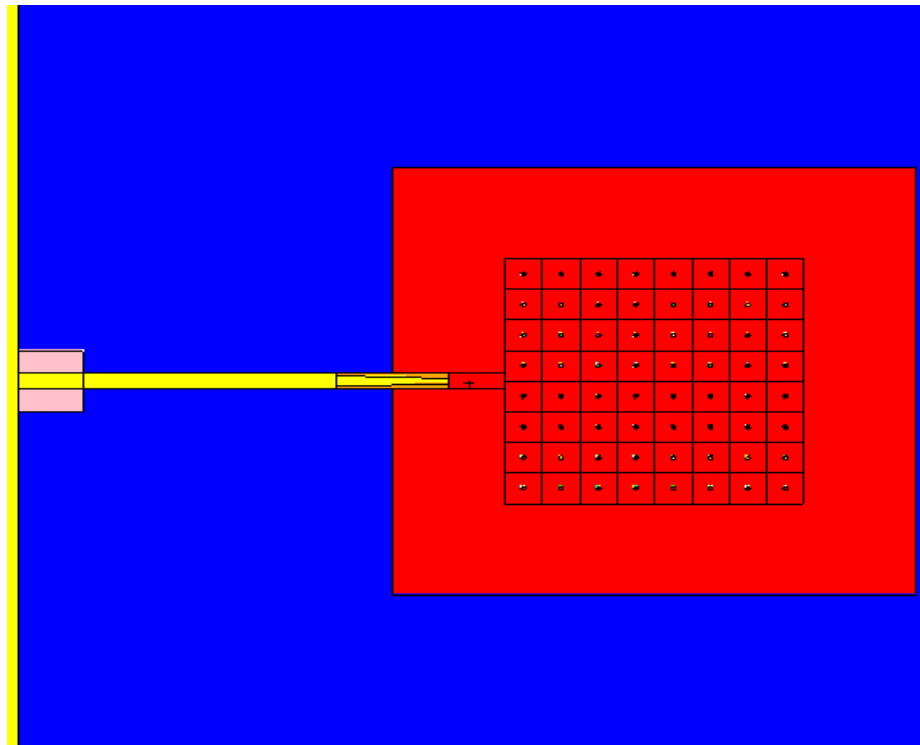


Figura 3.18-3 Modelagem do canal de irradiação semelhante ao J9 do Argonauta

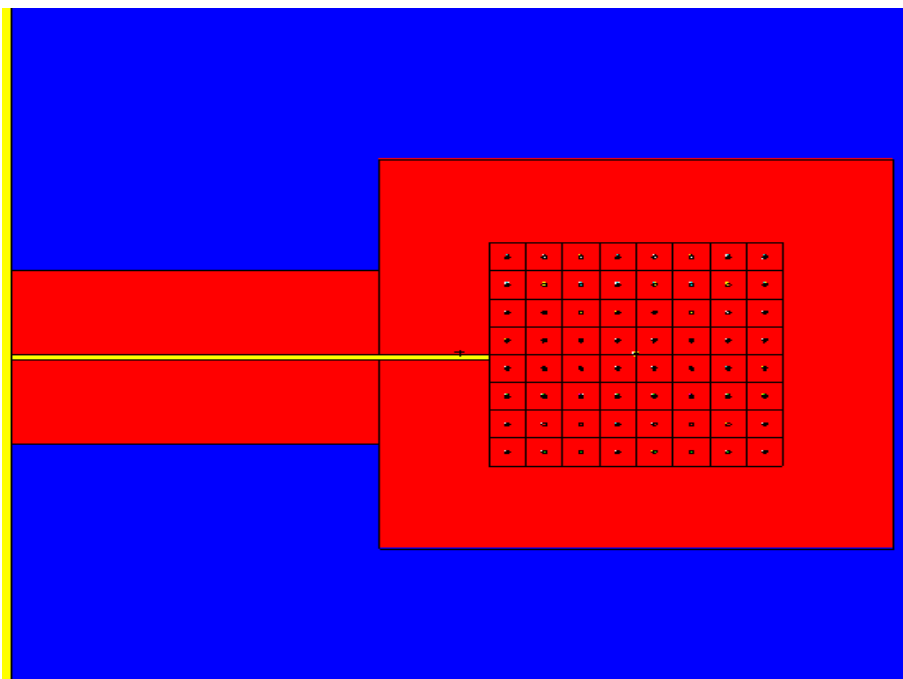


Figura 3.18-4 Modelagem do canal de irradiação envolvido por refletor de grafite

3.19. Criação de um corredor de acesso ao canal de irradiação

Como o fluxo mínimo admitido é da ordem de $10^6 \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$ e tendo sido obtido no limite entre a região do grafite refletor e a blindagem de concreto, optou-se em

trabalhar com um corte de 80 cm na blindagem de concreto, com a criação de um “corredor de trabalho”, para que fosse possível aproximar a amostra a ser irradiada deste ponto. Esse corredor é mostrado na Figura 3.19-1, sendo representado pelo retângulo amarelo.

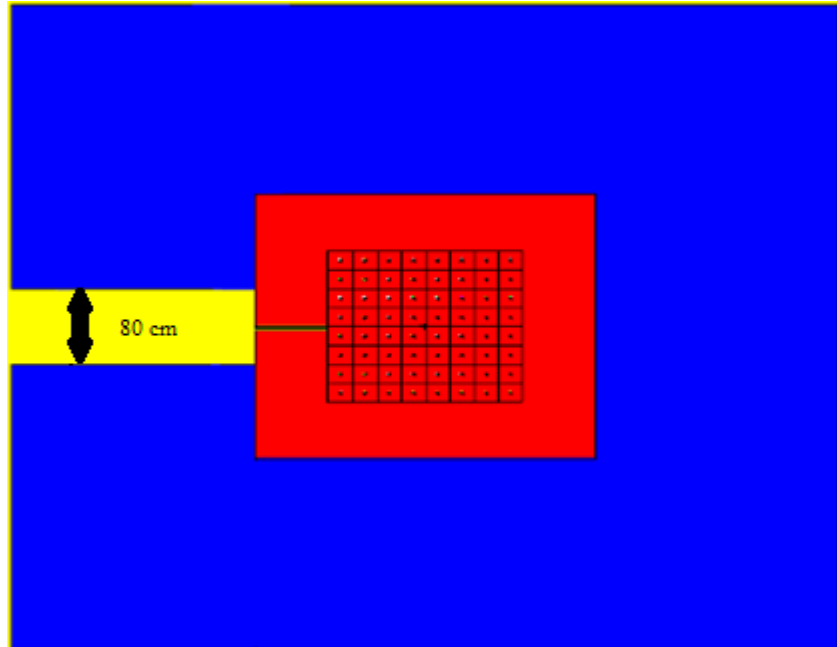


Figura 3.19-1 Modelagem do corredor de acesso ao canal de irradiação

3.20. Estudo das doses associadas à utilização do canal de irradiação

Para utilizar o canal de irradiação proposto tem-se que calcular a dose associada ao fluxo em todo o reator e principalmente no corredor de trabalho.

Como uma primeira providência desse fato passou-se a simular adicionalmente aos nêutrons, a presença fótons e elétrons, até aqui não avaliada para a economia de tempo computacional.

O resultado dessa simulação foi o aumento do fluxo total depois que se passou a acompanhar também fótons e elétrons. Assim teve-se a seguinte alteração no valor do fluxo de nêutrons total:

$$\text{de } 8,53 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1} \text{ para } 1,42 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$$

Isso se deve, em parte, a contabilização dos nêutrons gerados por fótons conhecidos “fotonêutrons” e a principal reação é a do tipo (γ, n) .

Assim, na saída do canal, ou seja, no limite entre o refletor e a blindagem de

concreto, no ponto onde foi colocado o detector 11 (vide Figura 3.18-2), o fluxo de nêutrons passou de $4,45 \times 10^6 \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$ para $3,14 \times 10^7 \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$.

Calculado o fluxo na saída do canal de irradiação, partiu-se para o cálculo da dose neste ponto, para se ter uma estimativa da possibilidade de permanência nesse local de trabalhadores. Utilizando-se as conversões pertinentes, obteve-se o valor de taxa de Equivalente de Dose Ambiental $H^*(10)$ de $6,04 \times 10^{-2} \text{ mSv/s}$ na saída do canal sem nenhum tipo de blindagem. Se for usado o limite de dose definido em Norma e descrito na Tabela 2.10.3, cujo valor de referência é 20 mSv/ano para os IOEs, o trabalhador poderia permanecer nesse ponto por 330 segundos.

Por outro lado, na face do reator oposta ao canal, e em um ponto afastado de 30 cm externamente da blindagem de concreto foi obtido um valor de taxa de $H^*(10)$ de $2,45 \times 10^{-9} \text{ mSv/s}$, sendo que para uma permanência por um ano, tomando como base uma jornada de 40 horas por semana e 50 semanas por ano, ou seja 2000 horas anuais, o trabalhador perceberia uma dose anual de $7,72 \times 10^{-2} \text{ mSv}$.

Em uma análise rápida dos dados acima pode-se tecer as seguintes considerações:

a) A parte externa da blindagem de concreto do reator a dose é menor do que a estabelecida na Norma NN 3.01 CNEN para o público, que é de 1 mSv/ano.

b) Na saída do canal a dose apresentou-se alta. Para cumprir a norma (NN 3.01 CNEN) de no máximo 20 mSv/ano, para o canal de irradiação sem nenhuma blindagem, cada trabalhador só poderá permanecer neste local por cerca de 5 minutos por ano.

c) Assim, deve-se buscar uma blindagem eficiente para o aumento do tempo de permanência junto à saída do canal de irradiação.

Com o objetivo de diminuir substancialmente a taxa de dose junto ao canal, foram modelados vários tipos de blindagens e realizadas várias simulações onde foram utilizados vários tipos de materiais. O sistema que se demonstrou mais eficiente foi o que utiliza vários tipos de materiais formando um “sanduíche”. O sistema conjugado de materiais que se mostrou mais eficiente para a blindagem de nêutrons e fótons foi o que utilizou a combinação de 5 cm de polietileno borado, 15 cm de chumbo, 5 cm de cádmio e 2 cm de ferro. A função principal do Polietileno borado e do Cádmio é servir como blindagem para nêutrons, o chumbo blinda radiação gama e o ferro é um material estrutural que também blinda radiação gama e nêutrons rápidos. Essa blindagem composta é mostrada na Figura 3.20-1, onde o polietileno é representado pelo retângulo roxo, o chumbo pelo lilás, o cádmio pelo laranja e o ferro pelo retângulo marrom. A taxa de dose foi calculada para o ponto D1, no final do canal de irradiação, também

representado na Figura 3.20-1.

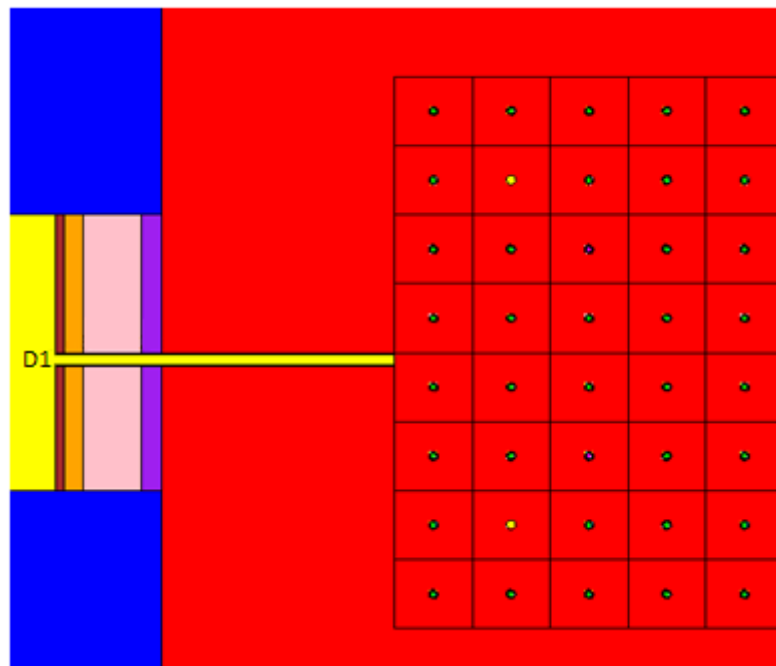


Figura 3.20-1 Blindagem na saída do canal de irradiação e ponto D1, onde a dose é calculada

Como ainda foi registrado um alto valor de taxa de dose no corredor de acesso ao canal (final do canal – D1) foi introduzido um novo anteparo para minimizá-la do lado de fora do canal, com intenção de reduzir ainda mais o valor de $H^*(10)$ fora do canal. Esse novo anteparo é mostrado na Figura 3.20-2, onde são mostrados ainda oito detectores que foram distribuídos para estimar o valor de $H^*(10)$ nos pontos de interesse.

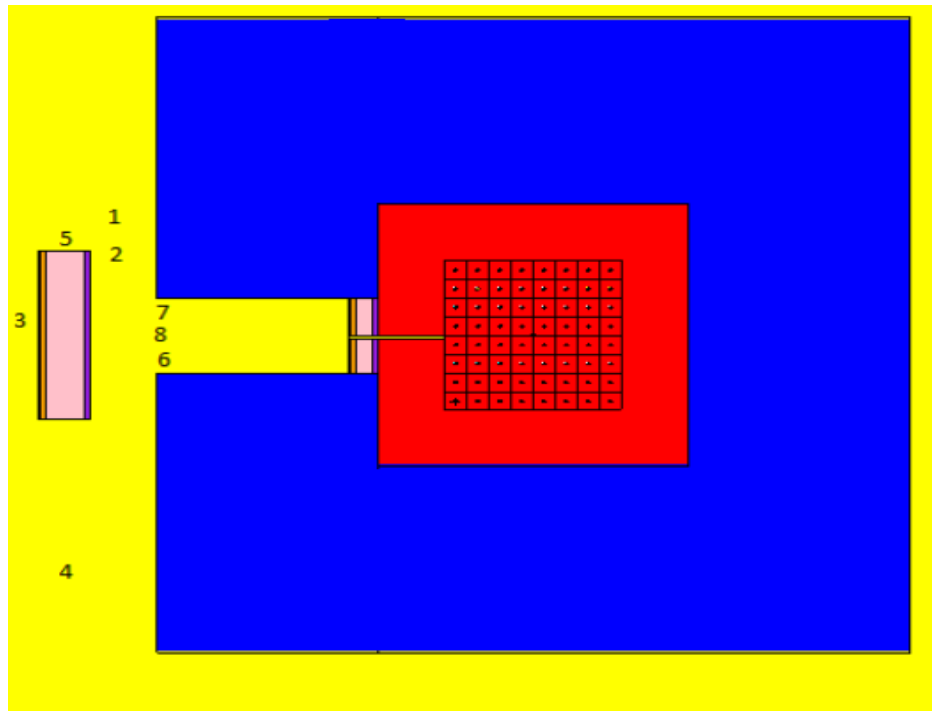


Figura 3.20-2 Posição de um novo anteparo para minimização de dose e pontos de registro de $H^*(10)$

Buscando-se sempre a redução dos valores de $H^*(10)$ para os trabalhadores, foram implementadas duas novas blindagens, conforme Figura 3.20-3. Foram ainda distribuídos detectores pontuais de acordo com a numeração identificada na referida figura.

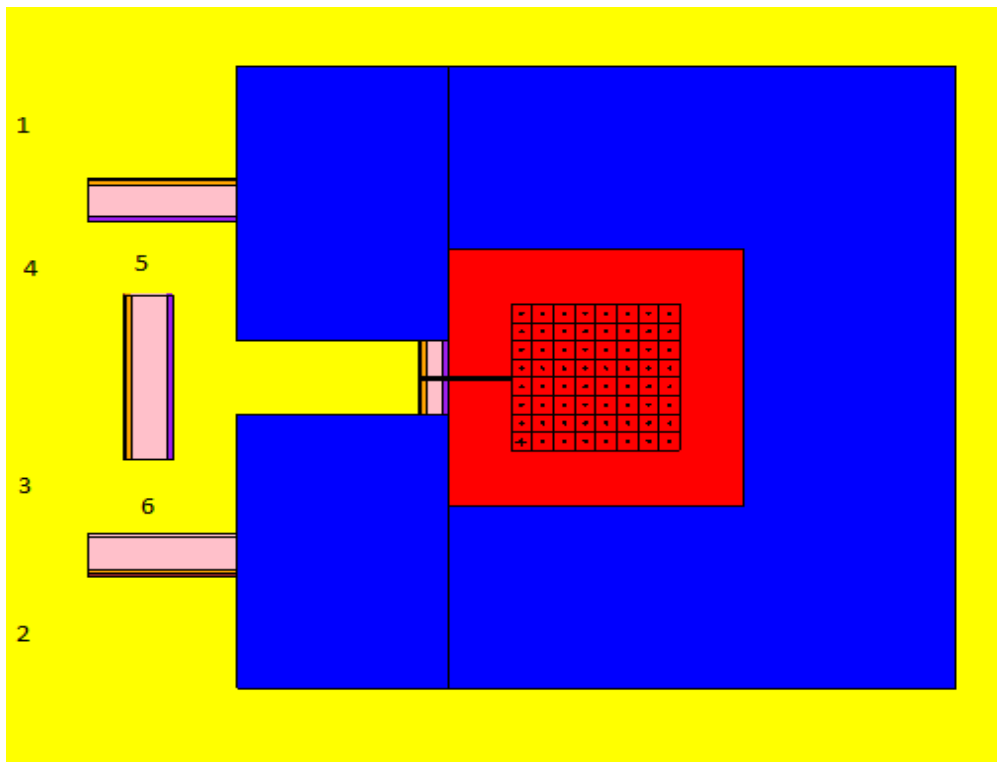


Figura 3.20-3 Posição dos anteparos para minimização de dose no corredor e pontos de registro de $H^*(10)$

O próximo passo executado foi o fechamento da área do corredor de acesso ao canal de irradiação, com a criação de um labirinto, conforme mostrado na Figura 3.20-4, onde mais uma vez foram distribuídos detectores pontuais (1 a 6) representados na figura.

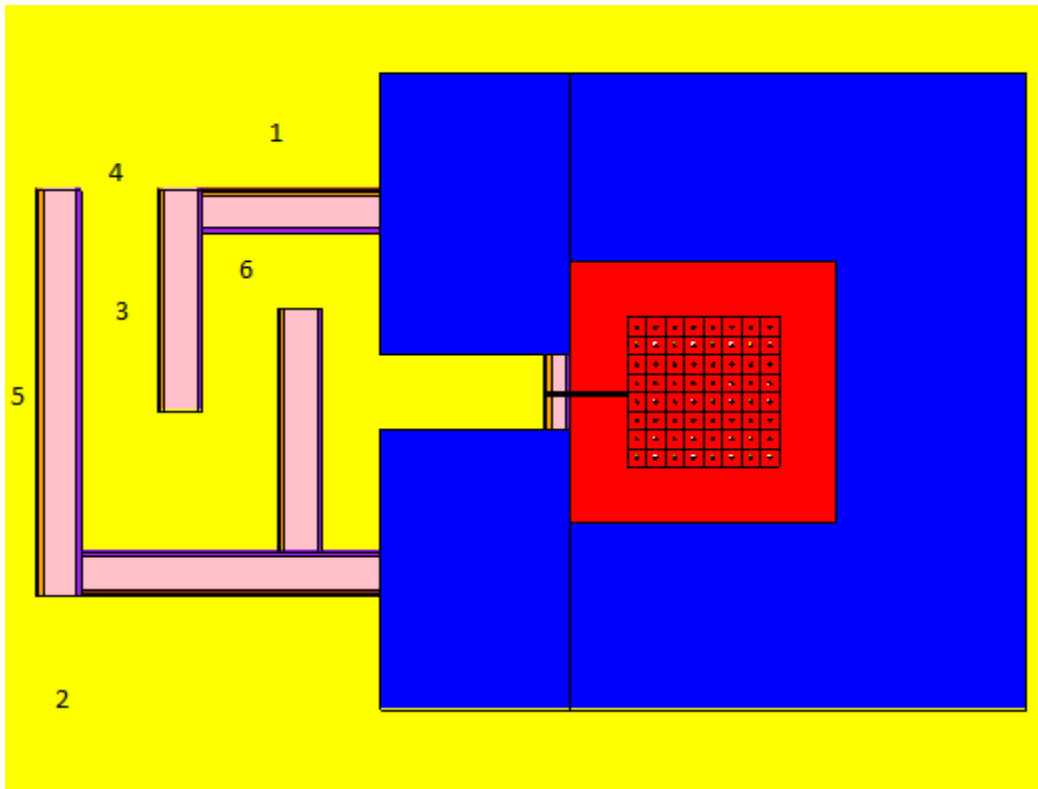


Figura 3.20-4 Modelagem de um labirinto para minimização de dose no corredor e pontos de registro de $H^*(10)$

3.21. Adaptações no canal de irradiação e sua blindagem

Embora factível essa blindagem em forma de labirinto, com esses materiais mostrou-se muito difícil de ser realizada na prática. Com isso, foi modelada uma blindagem mais simples, constituída basicamente de uma parede em concreto em forma de “L”, com um metro de espessura.

Foi modelado um novo canal de irradiação de 20 cm de diâmetro, ao invés dos 3 cm atuais, para uma maior comodidade do usuário e para ser possível a irradiação de materiais de maiores dimensões, podendo ainda variar o fluxo a que é submetido o material pela variação da posição no canal. Além disso o corredor do canal de irradiação passou a ter um metro ao invés dos oitenta centímetros modelados anteriormente.

A blindagem tipo “sanduíche” foi estendida para todo o comprimento do núcleo do reator, na face onde encontra-se o canal de irradiação. Todas essas modificações são mostradas na Figura 3.21-1.

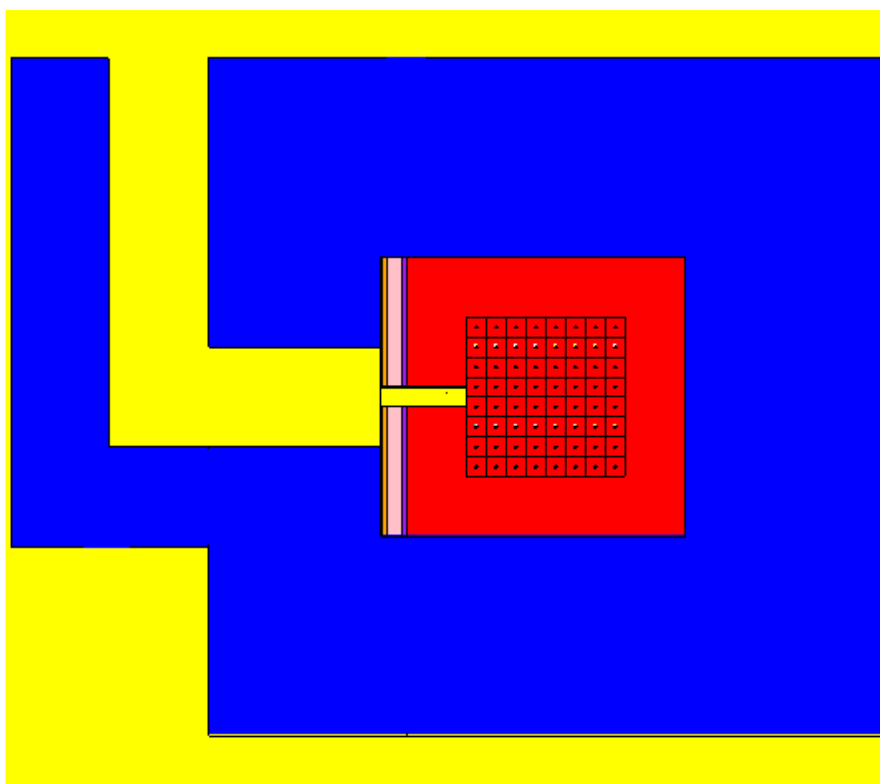


Figura 3.21-1 Adaptações no canal de irradiação e sua blindagem

3.22. Cálculo do novo fluxo no canal de irradiação

Com as mudanças propostas na seção 3.21, foi necessário recalcular o fluxo ao longo do canal de irradiação. Para tanto, foram distribuídos 11 detectores ao longo do canal de irradiação, e ainda, no reator até aproximadamente ao seu centro. A distribuição dos detectores pode ser verificada na Figura 3.22-1.

Foram estudados ainda, os valores de fluxos no canal de irradiação distribuídos por grandes grupos de energia conforme descrito na Tabela 2.2-1. Para tal, foram utilizados os arranjos de detectores apresentados na Figura 3.22-2.

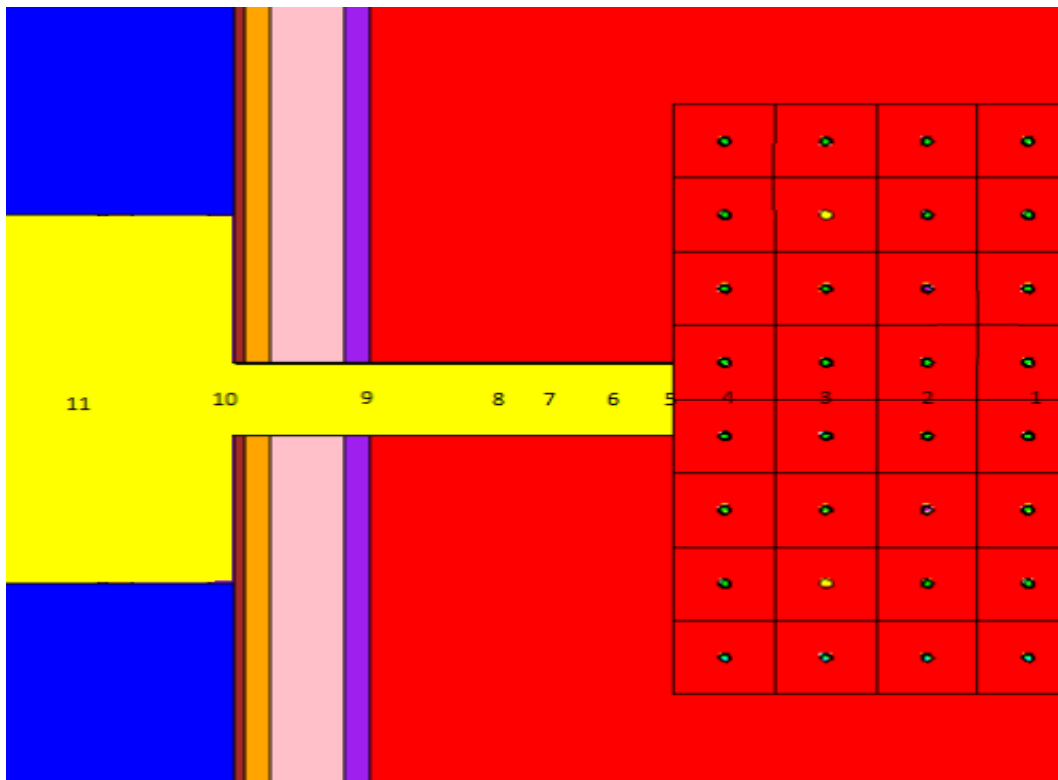


Figura 3.22-1 Distribuição dos detectores para novo cálculo de fluxo no canal

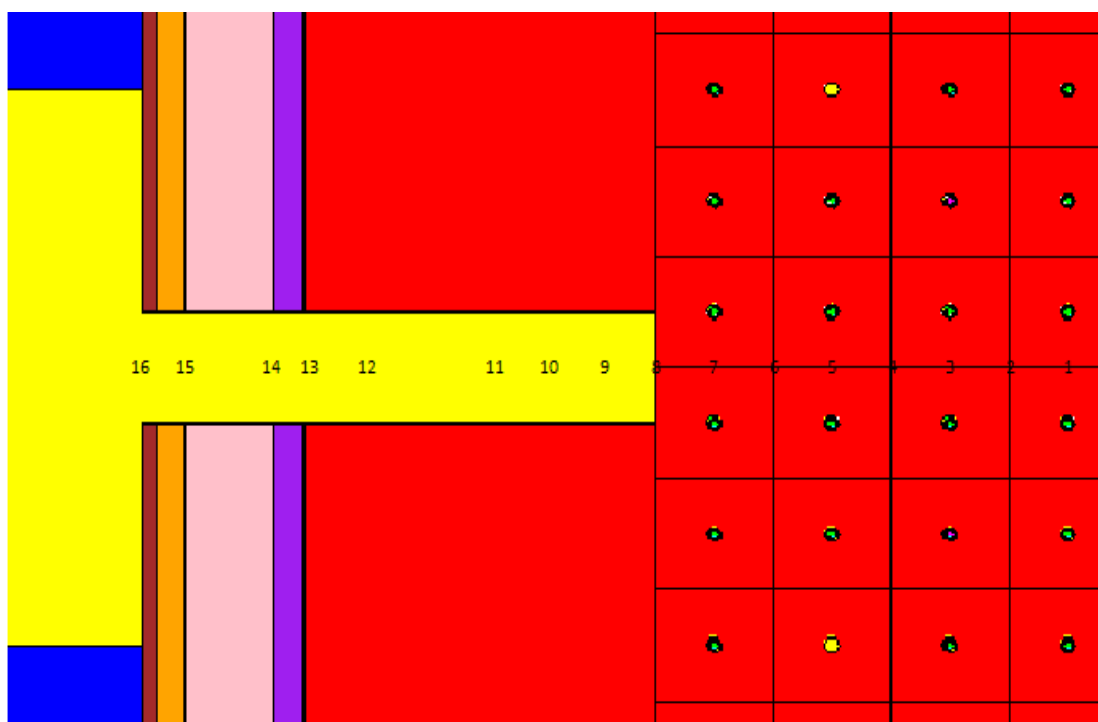


Figura 3.22-2 Distribuição dos detectores (1 a 16) no canal para cálculo de fluxos distribuídos por grupos de energia

3.23. Estudo de K_{ef} com as barras de controle e segurança 100% inseridas

Embora o K_{ef} nessa posição das barras de controle e segurança já tenha sido estudado no item 3.11.2, foi refeita a simulação, visto que ao longo do trabalho foram introduzidas inúmeras modificações. Assim, foi modelado o reator com as barras de controle e segurança 100% inseridas para a determinação do K_{ef} neste caso. A posição das barras no reator é representada na Figura 3.11.2-2.

3.24. Estudo das doses associadas à utilização do novo canal de irradiação

Para adequação do reator e seu canal de irradiação às normas de proteção radiológica, deve ser construído um prédio para a contenção do reator, realizando a separação entre o público e os trabalhadores. Em uma primeira abordagem, o prédio do reator foi modelado com paredes de concreto com 30 cm de espessura. Na Figura 3.24-1 é apresentado o reator com essa contenção. Na contenção pode ser verificada uma porta de entrada em uma posição oposta à do canal de irradiação. Na figura 3.24-2 tem-se um corte longitudinal do reator com sua contenção. Na mesma figura pode-se notar ainda a presença de outra porta, que dá acesso ao núcleo do reator pela sua parte superior. Essas portas são modeladas com as mesmas larguras e materiais da blindagem adicional, colocada na face do reator onde está o canal de irradiação.

Quanto as doses permitidas, são admitidas fora do prédio do reator taxas de dose de no máximo 1 mSv/ano – dose máxima anual para público; dentro do prédio e fora do corredor do canal de irradiação 20 mSv/ano – dose máxima anual para trabalhadores; e no corredor do canal de irradiação – a menor possível, visto que, quando o reator estiver operando, não deverá haver a presença de nenhum trabalhador dentro do corredor do canal. Para as simulações das doses em vários pontos do reator foram distribuídos 22 detectores em torno do novo arranjo, sendo dezoito com altura de 150 cm mostrados na Figura 3.24-1 e outros quatro detectores, na Figura 3.24-2.

Como já estipulado, o tempo máximo estimado para trabalhadores da área nuclear é de 2000 horas anuais, podendo acumular até 20 mSv/ano em média. Para o público em geral, esse limite cai substancialmente, sendo admitida até 1 mSv/ano. Isso equivale a uma taxa de dose de $2,78 \times 10^{-6}$ mSv/s para IOEs e taxa de dose limite para o público é de $1,39 \times 10^{-7}$ mSv/s, tomando-se como base as mesmas 2000 horas utilizadas, somente a título de comparação com o caso dos IOEs.

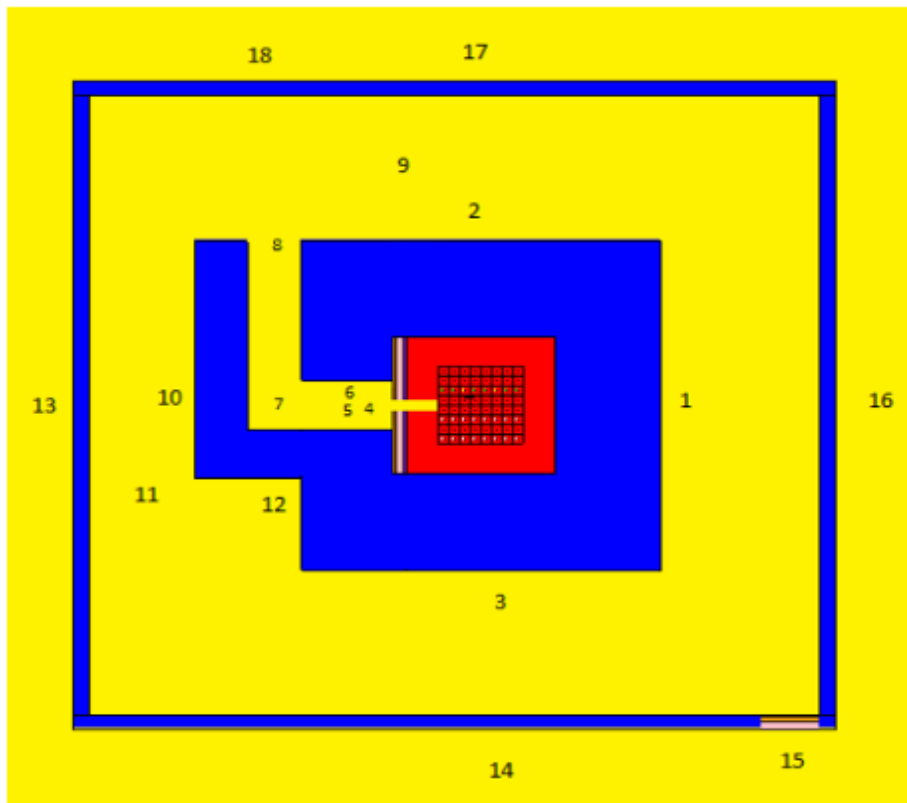


Figura 3.24-1 Corte transversal do reator com a distribuição de detectores para cálculos de dose

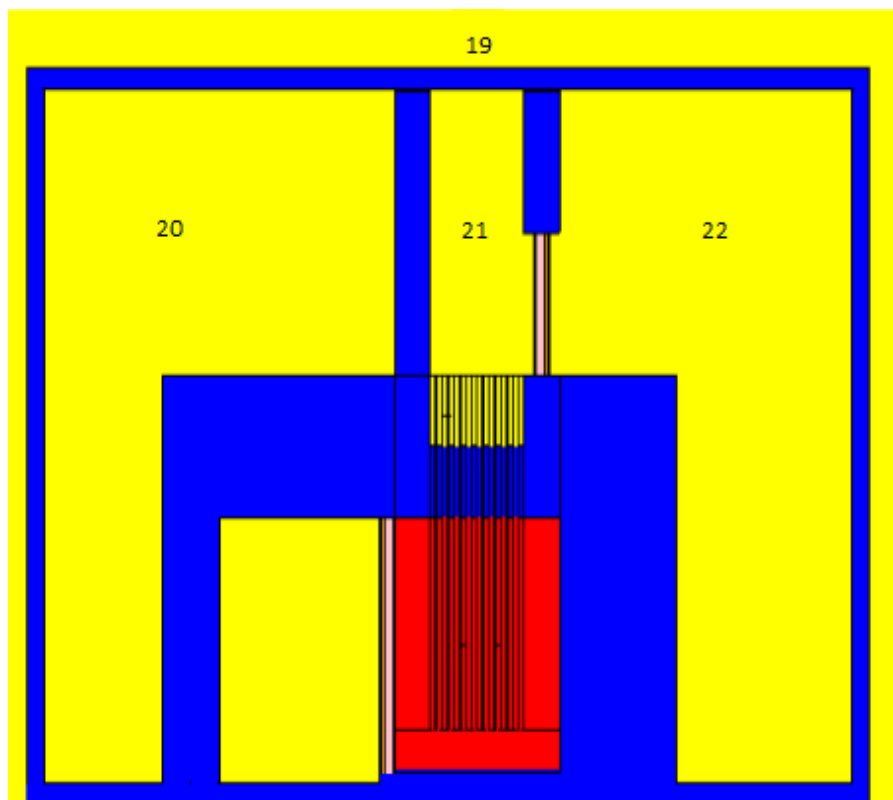


Figura 3.24-2 Corte longitudinal do reator com a distribuição de detectores para cálculos de dose

CAPÍTULO 4

RESULTADOS E DISCUSSÕES

4.1. Cálculo do K_{ef} com a composição e geometria atual da Pilha ARGUS

Os parâmetros utilizados no comando KCODE nestas primeiras simulações foram: 200 nêutrons por ciclo, estimativa inicial do valor de K_{ef} de 0,4; 10 ciclos iniciais (que foram desconsiderados) e número total de ciclos estudados na simulação de 200..

A primeira simulação foi realizada com a manutenção de todas as características originais da Pilha. O valor de K_{ef} para a simulação da Pilha subcrítica original, ou seja, com urânio natural metálico com 0,7% de ^{235}U foi de 0,61009 com desvio padrão de 0,0288. Assim foi atingido o primeiro objetivo do trabalho, a modelagem da Pilha ARGUS e o cálculo do seu K_{ef} .

4.2. Cálculo do K_{ef} com a manutenção da geometria e variação da composição

O outro objetivo do trabalho é simular o incremento da porcentagem do isótopo ^{235}U no combustível, tornando a pilha mais reativa, sendo mantida as característica de K_{ef} menor que 1. Para isso utilizou-se em um primeiro momento urânio metálico com diversas concentrações de ^{235}U . Estes resultados são apresentados na Tabela 4.2-1.

Tabela 4.2-1 Valores de K_{ef} , utilizando urânio metálico para diversos enriquecimentos

^{235}U no combustível	Valor de K_{ef}	Desvio padrão
0,70%	0,61009	0,00288
1,00%	0,73132	0,00275
5,00%	1,15108	0,00473
3,00%	1,04569	0,00441
2,00%	0,94218	0,00365
2,50%	1,00656	0,00388
2,30%	0,97525	0,00373
2,40%	0,99416	0,00391

Em uma fase posterior foi substituído o urânio metálico por dióxido de urânio, que é uma apresentação mais comum para combustível com urânio enriquecido. Os

resultados de K_{ef} são apresentados na Tabela 4.2-2.

Tabela 4.2-2 Valores de K_{ef} , utilizando UO_2 para diversos enriquecimentos

^{235}U no combustível	Valor de K_{ef}	Desvio padrão
0,70%	0,42852	0,00207
5,00%	1,03465	0,00472
3,50%	0,94226	0,00414
4,00%	0,97819	0,00452
4,20%	0,98553	0,00404
4,30%	0,99454	0,00410

4.3. Cálculo do fluxo de nêutrons da pilha descarregada

Foram utilizados os arquivos de entrada, com a configuração apresentada anteriormente, substituindo-se todo o material do combustível por grafite. Com o objetivo da obtenção de valores de fluxo, foram utilizados detectores pontuais, do tipo tally F5, realizando uma varredura longitudinal (variação no eixo Z) e também radial (variação no eixo Y). Os detectores pontuais foram distribuídos no eixo Z a partir da fonte externa, que está posicionada a 10 cm da base da Pilha e a variação radial foi realizada fixando-se a altura em 10 cm da base da Pilha ($Z=10$ cm)

Pode-se observar a variação longitudinal do fluxo de nêutrons na Tabela 4.3-1 e a variação radial na Tabela 4.3-2, onde os valores de fluxo são calculados para diversas posições. Como se tratava de um estudo preliminar, nos valores de fluxo listados nas próximas tabelas foram admitidos erros com valores extremamente altos. O tempo computacional para reduzir esse erro a níveis razoáveis seria muito grande e não compensatório, visto que o fluxo apresentado é irrisório.

Tabela 4.3-1 Variação longitudinal do fluxo de nêutrons para pilha descarregada

Posição (cm)	Fluxo (n/cm ² .s ⁻¹)	Erro (%)
10,85	8,79x10 ⁵	0,0336
12,00	2,35x10 ⁵	0,0189
30,00	8,16x10 ³	0,0937
40,00	4,36x10 ³	0,1490
60,00	9,99x10 ²	0,2610
80,00	3,11x10 ²	0,4204
100,00	2,57	0,4105
140,00	1,19x10 ⁻²	0,3360
180,00	2,70x10 ⁻⁴	0,3507
200,00	1,16x10 ⁻⁴	0,7034
240,00	1,11x10 ⁻⁵	0,8145

Tabela 4.3-2 Variação radial do fluxo de nêutrons para pilha descarregada

Posição (cm)	Fluxo (n/cm ² s ⁻¹)	Erro (%)
2,80	5,07x10 ⁵	0,022
5,00	8,57x10 ⁴	0,0299
10,00	2,29x10 ⁴	0,0691
20,00	6,86x10 ³	0,0811
30,00	2,49x10 ³	0,1615
40,00	1,28x10 ³	0,239
60,00	2,32x10 ²	0,5149
80,00	3,29x10 ¹	0,3622
120,00	2,98x10 ⁻²	0,3897

Como os cálculos executados para fluxo são preliminares e mostraram, desde o início, um valor muito pequeno, mesmo nas regiões próximas à fonte externa, admitiu-se trabalhar com valores de erro muito elevados, para economia de tempo computacional.

4.4. Cálculo do fluxo de nêutrons da pilha carregada com a presença da fonte externa

Da mesma forma que na seção anterior, foi utilizado o INP completo da Pilha. Os detectores foram mantidos nas mesmas posições. Com a pilha carregada, pôde-se variar as concentrações de ^{235}U presentes no combustível. Foi realizada uma primeira simulação com a utilização de urânio natural e uma segunda com a utilização de urânio enriquecido a 4,3%. A Tabela 4.4-1 mostra a variação longitudinal do fluxo de nêutrons da Pilha utilizando urânio natural, e a Tabela 4.4-2 mostra a variação radial do fluxo de nêutrons, nas mesmas condições. Da mesma maneira, as Tabelas 4.4-3 e 4.4-4 mostram as variações de fluxo longitudinal e radial, com a única diferença da concentração de ^{235}U no combustível, que nesse caso é de 4,3%.

Tabela 4.4-1 Variação longitudinal do fluxo de nêutrons para a pilha completa e com urânio natural

Posição (cm)	Fluxo ($\text{n}/\text{cm}^2 \text{ s}^{-1}$)	Erro relativo (%)
10,85	$8,70 \times 10^5$	0,0287
12,00	$2,39 \times 10^5$	0,0200
30,00	$7,97 \times 10^3$	0,0893
40,00	$3,74 \times 10^3$	0,1860
60,00	$8,25 \times 10^3$	0,2283
80,00	$1,13 \times 10^2$	0,5576
100,00	$2,48 \times 10^1$	0,5253
140,00	$1,18 \times 10^{-2}$	0,5147
180,00	$4,80 \times 10^{-4}$	0,6765
200,00	$1,01 \times 10^{-4}$	0,7000
240,00	$5,76 \times 10^{-6}$	0,6940

Tabela 4.4-2 Variação radial do fluxo de nêutrons para a pilha completa e com urânio natural

Posição (cm)	Fluxo (n/cm ² s ⁻¹)	Erro relativo (%)
2,80	5,04x10 ⁵	0,0215
5,00	8,65x10 ⁴	0,0356
10,00	2,63x10 ⁴	0,0931
20,00	7,32x10 ³	0,1111
30,00	2,86x10 ³	0,1218
40,00	9,85x10 ²	0,2619
60,00	1,45x10 ²	0,3441
80,00	1,36x10 ¹	0,6433
120,00	1,05x10 ⁻¹	0,8563

Tabela 4.4-3 Variação longitudinal do fluxo de nêutrons para a pilha completa e com urânio enriquecido a 4,3%

Posição (cm)	Fluxo (n/cm ² s ⁻¹)	Erro relativo (%)
10,85	8,75x10 ⁵	0,0298
12,00	2,40x10 ⁵	0,0267
30,00	8,84x10 ³	0,0852
40,00	4,24x10 ³	0,1460
60,00	6,93x10 ²	0,1624
80,00	1,49x10 ²	0,3717
100,00	1,40x10 ¹	0,3914
140,00	2,95x10 ⁻²	0,3423
180,00	4,13x10 ⁻⁴	0,3509
200,00	7,68x10 ⁻⁵	0,3134
240,00	4,06x10 ⁻⁶	0,3141

Tabela 4.4-4 Variação radial do fluxo de nêutrons para a pilha completa e com urânio enriquecido a 4,3%

Posição (cm)	Fluxo (n/cm ² s ⁻¹)	Erro relativo (%)
2,80	5,13x10 ⁵	0,0248
5,00	8,70x10 ⁴	0,0307
10,00	2,17x10 ⁴	0,0454
20,00	8,98x10 ³	0,1725
30,00	2,38x10 ³	0,1146
40,00	1,33x10 ³	0,3255
60,00	3,02x10 ²	0,4208
80,00	4,07x10 ¹	0,6860
120,00	1,02x10 ⁻¹	0,6582

4.5. Cálculo do fluxo de nêutrons da pilha carregada sem a presença da fonte externa

Da mesma maneira que o item anterior, os detectores foram mantidos nas mesmas posições e variou-se as concentrações de ²³⁵U presentes no combustível onde foi utilizado, primeiramente, urânio natural e em uma segunda simulação urânio enriquecido a 4,3%. A Tabela 4.5-1 mostra a variação longitudinal do fluxo de nêutrons da Pilha, sem a presença da fonte externa, utilizando-se urânio natural, e a Tabela 4.5-2 mostra a variação radial do fluxo de nêutrons, nas mesmas condições. Da mesma maneira, as Tabelas 4.5-3 e 4.5-4 mostram as variações de fluxo, com a concentração de ²³⁵U no combustível de 4,3%.

Tabela 4.5-1 Variação longitudinal do fluxo de nêutrons para a pilha completa sem a presença da fonte externa e com urânio natural

Posição (cm)	Fluxo (n/cm ² s ⁻¹)	Erro relativo (%)
10,85	8,53x10 ²	0,0806
12,00	9,23x10 ²	0,0907
30,00	1,50x10 ³	0,1141
40,00	2,32x10 ³	0,1203
60,00	2,34x10 ³	0,0633
80,00	3,33x10 ³	0,1084
100,00	2,97x10 ³	0,1174
140,00	2,89x10 ³	0,0622
180,00	1,97x10 ³	0,0754
200,00	1,18x10 ³	0,0700
240,00	8,11x10 ¹	0,0907

Tabela 4.5-2 Variação radial do fluxo de nêutrons para a pilha completa sem a presença da fonte externa e com urânio natural

posição (cm)	Fluxo (n/cm ² s ⁻¹)	Erro relativo (%)
2,80	7,66x10 ²	0,0843
5,00	8,95x10 ²	0,1347
10,00	7,45x10 ²	0,0947
20,00	7,21x10 ²	0,1100
30,00	7,48x10 ²	0,1321
40,00	6,91x10 ²	0,2484
60,00	5,18x10 ²	0,1484
80,00	6,26x10 ²	0,3937
120,00	6,02	0,2084

Tabela 4.5-3 Variação longitudinal do fluxo de nêutrons para a pilha completa sem a presença da fonte externa e com urânio enriquecido a 4,3%

posição (cm)	Fluxo (n/cm ² s ⁻¹)	Erro relativo (%)
10,85	3,38x10 ²	0,2501
12,00	3,60x10 ²	0,2072
30,00	8,33x10 ²	0,1854
40,00	8,81x10 ²	0,1594
60,00	1,41x10 ³	0,2020
80,00	1,26x10 ³	0,1249
100,00	1,52x10 ³	0,1583
140,00	1,74x10 ³	0,1885
180,00	7,39x10 ²	0,1748
200,00	7,04x10 ²	0,1806
240,00	5,53x10 ¹	0,1997

Tabela 4.5-4 Variação radial do fluxo de nêutrons para a pilha completa sem a presença da fonte externa e com urânio enriquecido a 4,3%

posição (cm)	Fluxo (n/cm ² s ⁻¹)	Erro relativo (%)
2,80	3,05x10 ²	0,2196
5,00	3,47x10 ²	0,2761
10,00	7,34x10 ²	0,2916
20,00	4,75x10 ²	0,1863
30,00	3,22x10 ²	0,1827
40,00	6,35x10 ²	0,2808
60,00	2,14x10 ²	0,2165
80,00	3,39x10 ²	0,6832
120,00	1,42	0,3404

Como o fluxo máximo obtido em todos os cálculos é da ordem de $9,0 \times 10^5 \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$ em um ponto de pouco interesse, colado à fonte externa, sendo que o fluxo em um canal colocado no centro da pilha seria da ordem de 10^2 ou $10^3 \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$, a utilização da Pilha existente no CTEEx foi descartada e partiu-se para a modelagem de um reator moderado a grafite.

4.6. Cálculo da composição do combustível para atingir a criticalidade do reator sem refletor

Com a decisão de partir-se para a modelagem de um reator para a obtenção de um fluxo de nêutrons que pudesse ser aproveitado para aplicações industriais, médicas ou de pesquisa, foi modelado inicialmente um reator sem nenhum refletor. Com essa modelagem foi possível o cálculo da concentração de ^{235}U em que o reator ficaria crítico. Na Tabela 4.6-1 é mostrada a variação do valor de fator de multiplicação de nêutrons K_{ef} com a composição do combustível.

Tabela 4.6-1 Valores de K_{ef} para diversos enriquecimentos para reator sem refletor

^{235}U no combustível	Valor de K_{ef}	Desvio padrão
0,70%	0,32600	0,00266
3,50%	0,71951	0,00655
5,00%	0,80198	0,00474
10,0%	0,96284	0,00664
13,0%	0,99237	0,00585

Como pode ser verificado na Tabela 4.6-1, o enriquecimento para tornar crítico o reator modelado sem refletor é aproximadamente 13% de ^{235}U . Confrontando-se com os valores obtidos nos cálculos realizados para a Pilha ARGUS, nota-se nitidamente que a perda de nêutrons é grande. Para a referida Pilha, a criticalidade foi atingida com cerca de 4,3% de enriquecimento em ^{235}U no combustível, conforme demonstrado na Tabela 4.2-1. Assim, fica mais que clara a necessidade de utilização de uma camada de refletor, para a economia de nêutrons do sistema.

4.7. Cálculo da composição do combustível para atingir a criticalidade do reator com refletor

Com a implementação de uma camada refletora de grafite de 60 cm em todas as superfícies externas do reator, calculou-se a composição do combustível para atingir-se a criticalidade. A Tabela 4.7-1 mostra a variação do enriquecimento do combustível para atingir-se a criticalidade do reator.

Tabela 4.7-1 Valores de K_{ef} para diversos enriquecimentos para o reator com refletor

^{235}U no combustível	Valor de K_{ef}	Desvio padrão
3,50%	0,93008	0,00576
4,3%	0,99758	0,00439
4,8%	1,00955	0,00486
5,00%	1,01825	0,00613

4.8. Cálculo da composição do combustível para atingir a criticalidade do reator com a inclusão da blindagem biológica de concreto

Com a implementação de uma camada de 2,0 metros de concreto, externa a camada de refletor, foram recalculados os valores a composição do combustível para atingir-se a criticalidade na nova condição. A Tabela 4.8-1 mostra a variação da composição do combustível para atingir-se a criticalidade do reator com a adição da contenção de concreto.

Tabela 4.8-1 Valores de K_{ef} para diversos enriquecimentos para o reator com refletor

^{235}U no combustível	Valor de K_{ef}	Desvio padrão
3,50%	1,10490	0,00661
2,5%	0,98784	0,00550
3,0%	1,03537	0,00535
2,70%	1,01373	0,00625
2,6%	1,00185	0,00571

4.9. Cálculo de K_{ef} com a inclusão de barras de controle e barras de segurança

Da mesma maneira que em etapas anteriores, recalculou-se o fator de criticalidade do núcleo, ou seja, K_{ef} , variando-se a composição do combustível para manter K_{ef} próximo a 1. Foram realizados cálculos com algumas concentrações de ^{235}U no combustível, chegando-se à concentração de **3,5% de ^{235}U** , visto que tem-se um valor central entre os valores com todas as barras inseridas ($K_{ef} = 0,94074$) e todas as barras recolhidas ($K_{ef} = 1,04935$). Assim, buscou-se um valor para K_{ef} próximo de 1, sendo que essa posição foi obtida com as barras de segurança 100% retiradas e as barras de controle 50% inseridas, conforme mostrado na Tabela 4.9-1.

Tabela 4.9-1 Valores de K_{ef} para diversas posições de barras

Posição das barras de segurança	Posição das barras de controle	Valor de K_{ef}	Desvio padrão
100% inseridas	100% inseridas	0,94074	0,00570
100% retiradas	100% retiradas	1,04935	0,00553
100% retiradas	50% inseridas	0,99449	0,00135

4.10. Cálculo do fluxo total e o fluxo em cada célula do reator

Com a determinação de uma composição do combustível do núcleo e sua geometria para torná-lo crítico, partiu-se para a simulação do reator para diversas potências. Como o fluxo é linear com a potência, busca-se trabalhar com o valor máximo de potência para obter-se um valor expressivo de fluxo.

Foram calculados os fluxos para cada célula envolvida no sistema, ou seja, na célula do combustível, no revestimento, no “gap”, no moderador, no refletor e na blindagem de concreto. Com os dados de fluxo de todas as células envolvidas, realizou-se o somatório de todos os valores de fluxo, obtendo-se um valor próximo de um. Assim, o fluxo médio em uma célula é o fluxo total multiplicado pela contribuição dessa célula. A Tabela 4.10-1 mostra os valores de fluxo relativos calculados utilizando-se detectores do tipo tally F4, ou seja, fluxo médio através de cada célula. Utilizou-se uma potência de 10^{-6} MW e obteve-se um fluxo total de nêutrons de $8,978 \times 10^6$ n/cm²s⁻¹.

Tabela 4.10-1 Fluxos relativos de nêutrons calculados para cada tipo de células do reator

célula	Fluxo (n/cm ² s ⁻¹)	desvio padrão
Combustível	3,35x10 ⁻¹	0,0012
revestimento	2,69x10 ⁻¹	0,0129
gap	2,61x10 ⁻¹	0,0128
moderador	2,05x10 ⁻¹	0,0011
refletor	1,16x10 ⁻³	0,0023
concreto	2,08x10 ⁻¹⁵	0,0351
Fluxo relativo total	1,07	

4.11. Cálculo da transferência de calor e a potência máxima que pode ser atribuída ao reator sem a necessidade de um sistema de remoção de calor

Como descrito na seção 3.14 e pela equação 3.14-1, pode-se calcular o valor total da quantidade de calor a ser retirada do sistema para que não haja a necessidade a retirada de um sistema de remoção de calor do reator. Substituindo-se os valores constantes apresentadas nas Tabelas 3.14-1 e Tabela 3.14-2, obteve-se o valor de quantidade de calor transferida (Q) de:

$$Q = 9,31 \times 10^{-3} \text{ MW}$$

4.12. Cálculo do fluxo total e do fluxo em cada célula do reator para a potência máxima calculada

Com a determinação da potência máxima ($P \approx 9 \times 10^{-3} \text{ MW}$), calculou-se o fluxo total no reator de $7,995 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$, sendo atribuído nesta configuração um K_{ef} de 1,00640.

Com a potência calculada de $9 \times 10^{-3} \text{ MW}$ obteve-se os resultados de fluxo relativos para as células, mostrados na Tabela 4.12-1.

Tabela 4.12-1 Fluxos relativos de nêutrons calculados para cada tipo de células do reator

célula	Fluxo (n/cm² s⁻¹)	desvio padrão
combustível	$2,83 \times 10^{-1}$	0,0011
revestimento	$3,21 \times 10^{-1}$	0,0012
gap	$2,75 \times 10^{-1}$	0,0012
moderador	$2,48 \times 10^{-1}$	0,0010
refletor	$2,48 \times 10^{-5}$	0,0021
concreto	$2,12 \times 10^{-15}$	0,0031
Fluxo relativo total	1,128	

4.13. Cálculo da transferência de calor e a potência no reator com sistema de remoção de calor

Da equação 3.16-1 obteve-se um valor de $D_h = 0,0224$ m. Utilizando-se os dados e equações apresentados na seção 3.16, a quantidade de calor é calculada, obtendo-se Q igual a 0,944 MW. Assim sendo, retirada essa quantidade de calor do reator, sua integridade será mantida.

Com isso, igualando-se a quantidade de calor removido à potência de operação estimada do reator, tem-se o seguinte fluxo máximo de nêutrons (Φ) igual a $8,44 \times 10^{12}$ n/cm² s⁻¹.

4.14. Estudo da variação do fluxo de nêutrons com a variação da geometria do reator

Com o intuito de verificar a possibilidade do aumento significativo do fluxo de nêutrons foram realizadas simulações das modelagens apresentadas na seção 3.17. A Tabela 4.14-1 mostra dados comparativos dos cinco reatores estudados.

Tabela 4.14-1 Fluxos de nêutrons totais para diferentes geometrias de reator

Reator	Potência (MW)	Volume combustível (cm ³)	% ²³⁵ U para criticalidade	Fluxo total n(n/cm ² s ⁻¹)	K _{ef}
reator original sem refrigeração	≈ 9x10 ⁻³	2,679x10 ⁴	3,5%	7,99x10¹⁰	1,00640
reator original com refrigeração	0,944	2,679x10 ⁴	3,5%	8,44x10¹²	1,00038
reator 8x8 com 9 combustíveis	8,49	2,760x10 ⁵	1,8%	3,18x10¹³	1,01368
reator 16x16	3,77	1.225x10 ⁵	1,6%	1,08x10¹³	1,00519
reator 32x32	15,102	4.287x10 ⁵	1,3%	1,39x10¹³	1,00218

Como a variação do fluxo é pequena comparando com o aumento da potência e tamanho do reator, optou-se por trabalhar com o reator original com refrigeração.

4.15. Simulação para obtenção de fluxo de nêutrons no canal de irradiação modelado

Foi implementada uma camada de refletor no canal, sendo o material escolhido Cádmiu, visto que foi percebida a existência de uma fuga significativa de nêutrons. A Tabela 4.15-1 mostra as várias espessuras de refletor e os materiais utilizados, sendo escolhida a espessura de 0,5 cm como a mais vantajosa, visto que era a que proporcionava o maior fluxo de nêutrons.

Tabela 4.15-1 Fluxo de nêutrons com a variação da espessura de refletor no canal de irradiação

Espessura do refletor	Fluxo total nêutrons (n/cm ² s ⁻¹)
ar com Cd 1,0 cm	5,98x10 ⁸
ar com Cd 0,3 cm	6,76 x10 ⁸
ar com Cd 0,6 cm	7,49x10 ⁸
com ar	7,65x10 ⁸
ar com Cd 0,1 cm	7,79x10 ⁸
ar com Cd 0,55 cm	1,02x10 ⁹
ar com Cd 0,4 cm	1,28x10 ⁹
ar com Cd 0,45 cm	1,42x10 ⁹
com grafite	1,57x10 ⁹
ar com Cd 0,7 cm	3,19x10 ⁹
ar com Cd 0,5 cm	3,56x10⁹

De acordo com a modelagem do canal e dos detectores apresentados na Figura 3.18-2, foram obtidos valores de fluxo nos pontos mostrados na Tabela 4.15-2. Deve-se notar que detector identificado com o número 11, posicionado no limite entre o refletor e a blindagem de concreto é considerado, em um primeiro momento, o ponto preferencial para a utilização do canal.

Tabela 4.15-2 Distribuição de fluxo no canal original

detector	Fluxo n (n/cm ² s ⁻¹)
1	9,85x10 ⁸
2	2,37x10 ⁹
3	7,72x10 ⁸
4	8,77x10 ⁸
5	2,71x10 ⁸
6	3,96x10 ⁸
7	7,57x10 ⁷
8	1,79x10 ⁷
9	5,52x10 ⁶
10	8,39x10 ⁶
11	4,45x10⁶
12	8,93x10 ⁴
13	4,48x10 ⁴
14	3,39x10 ⁴
15	1,03x10 ⁴
16	4,74x10 ³
17	4,22x10 ³
18	3,56x10 ³

Os valores de fluxo no canal semelhante ao J9 do Reator Argonauta, mostrado na Figura 3.18-3 e do canal circundado por grafite mostrado na Figura 3.18-4, são apresentados nas Tabelas 4.15-3 e 4.15-4, respectivamente. Deve-se notar que a distribuição dos detectores é a mesma da que foi mostrada na Figura 3.18-2.

Tabela 4.15-3 Distribuição de fluxo no canal semelhante ao J9 do Reator Argonauta IEN/CNEN

detector	Fluxo n (n/cm ² s ⁻¹)
1	1,53x10 ⁹
2	1,60x10 ⁹
3	1,40x10 ⁹
4	1,22x10 ⁹
5	9,60x10 ⁸
6	8,33x10 ⁸
7	5,69x10 ⁸
8	8,36x10 ⁷
9	9,80x10 ⁶
10	2,77x10 ⁶
11	6,76x10 ⁵
12	2,03x10 ⁵
13	1,11x10 ⁵
14	7,28x10 ⁴
15	1,26x10 ⁵
16	6,07x10 ³
17	5,26x10 ³
18	4,31x10 ³

Tabela 4.15-4 Distribuição de fluxo no canal circundado de grafite

detector	Fluxo n (n/cm ² s ⁻¹)
1	1,72x10 ⁹
2	1,50x10 ⁹
3	9,68x10 ⁸
4	1,40x10 ⁹
5	5,44x10 ⁸
6	5,43x10 ⁸
7	1,14x10 ⁸
8	2,86x10 ⁶
9	1,44x10 ⁶
10	8,76x10 ⁵
11	3,24x10 ⁵
12	1,36x10 ⁵
13	9,20x10 ⁴
14	7,12x10 ⁴
15	2,25x10 ⁴
16	1,05x10 ⁴
17	9,34x10 ³
18	7,84x10 ³

Assim, nas três opções acima, a que fornece maior fluxo no fim da camada de refletor/concreto é a primeira, onde a configuração do canal é a mais simples, sendo escolhida assim como configuração a ser desenvolvida neste trabalho.

4.16. Estudo das doses associadas à utilização do canal de irradiação

Como já estipulado, o tempo máximo estimado para trabalhadores da área nuclear é de 2000 horas anuais, podendo acumular até 20 mSv/ano em média. Para o público em geral, esse limite cai substancialmente, sendo admitida até 1 mSv/ano. Isso equivale a uma taxa de dose de $2,78 \times 10^{-6}$ mSv/s (10 µSv/h) para IOEs e taxa de dose limite para o público é de $1,39 \times 10^{-7}$ mSv/s (0,5 µSv/h), tomando-se como base as mesmas 2000 horas utilizadas, somente a título de comparação com o caso dos IOEs.

Em uma primeira simulação, sendo considerado um ponto no final do canal (D1 - Figura 3.20-1) obteve-se um valor de H*(10) de $6,04 \times 10^{-2}$ mSv/s na saída do canal sem nenhuma blindagem. Assim sendo, o trabalhador poderia permanecer nesse ponto por cerca de 330 segundos por ano.

Sendo considerado um valor de dose extremamente alto, partiu-se para a implementação de uma blindagem visando à diminuição da taxa de dose na saída do

canal mostrada na Figura 3.20-1. Assim foi obtido o valor de taxa de dose para o ponto D apresentado na referida figura.

Tabela 4.16-1 Dose no ponto D da blindagem do canal de irradiação

detector	Taxa de dose nêutrons (mSv/s)	Taxa de dose fótons (mSv/s)	Taxa de dose total (mSv/s)	Eficiência da Blindagem (dose total menor que $2,78 \times 10^{-6}$ mSv/s)
D	$2,91 \times 10^{-3}$	$4,19 \times 10^{-5}$	$2,95 \times 10^{-3}$	não

Analisando a Tabela 4.16-1, deve-se notar que com a introdução dessa blindagem foi conseguida uma redução de cerca de cinco vezes o valor anterior, ou seja, sem blindagem, mas não foi atingida uma redução que pudesse adequar os valores aos especificados na Norma NN3.01 da CNEN.

Com a introdução de um novo anteparo, mostrado na Figura 3.20-2, foram colocados oito detectores para estimar o valor do Equivalente de Dose Ambiente, $H^*(10)$, nos pontos determinados. Nota-se que, de acordo com a Tabela 4.16-2 esses valores ainda não atendem a referida norma. Deve-se ressaltar que todas essas simulações foram realizadas com o reator operando, e que só aconteceria em uma situação de acidente e não na sua operação normal, visto que no cenário estudado nessa área não seria permitida a entrada com o reator operando.

Tabela 4.16-2 Doses nas vizinhanças do canal de irradiação com anteparo

detector	Taxa de dose nêutron (mSv/s)	Taxa de dose fótons (mSv/s)	Taxa de dose total (mSv/s)	Eficiência da Blindagem (dose total menor que $2,78 \times 10^{-6}$ mSv/s)
1	$9,55 \times 10^{-5}$	$3,99 \times 10^{-5}$	$1,35 \times 10^{-4}$	não
2	$7,92 \times 10^{-5}$	$4,42 \times 10^{-5}$	$1,23 \times 10^{-4}$	não
3	$1,61 \times 10^{-5}$	$4,59 \times 10^{-6}$	$2,07 \times 10^{-5}$	não
4	$8,65 \times 10^{-6}$	$1,19 \times 10^{-6}$	$9,84 \times 10^{-6}$	não
5	$1,32 \times 10^{-5}$	$1,10 \times 10^{-9}$	$1,32 \times 10^{-5}$	não
6	$1,01 \times 10^{-3}$	$1,48 \times 10^{-4}$	$1,16 \times 10^{-3}$	não
7	$9,72 \times 10^{-4}$	$1,55 \times 10^{-4}$	$1,13 \times 10^{-3}$	não
8	$1,55 \times 10^{-3}$	$2,48 \times 10^{-4}$	$1,80 \times 10^{-3}$	não

Com a introdução de outras novas duas blindagens, conforme Figura 3.20-3, foram obtidos novos valores de tempo máximo de permanência na área de

trabalhadores, conforme a distribuição de detectores. Isso pode ser observado na Tabela 4.16-3 e deve-se notar que nas posições 2 e 3, atendem aos limites de dose da Norma NN3.01 e a posição 5 está próxima dessa adequação, sendo que os demais pontos ultrapassam os valores limites de dose.

Tabela 4.16-3 Doses nas vizinhanças do canal de irradiação após a introdução blindagens adicionais

detector	Taxa de dose nêutron (mSv/s)	Taxa de dose fótons (mSv/s)	Taxa de dose total (mSv/s)	Eficiência da Blindagem (dose total menor que $2,78 \times 10^{-6}$ mSv/s)
1	$4,63 \times 10^{-6}$	$4,09 \times 10^{-13}$	$4,63 \times 10^{-6}$	não
2	$5,26 \times 10^{-7}$	$1,92 \times 10^{-12}$	$5,26 \times 10^{-7}$	sim
3	$2,62 \times 10^{-6}$	$8,74 \times 10^{-10}$	$2,62 \times 10^{-6}$	sim
4	$7,20 \times 10^{-6}$	$1,41 \times 10^{-9}$	$7,20 \times 10^{-6}$	não
5	$2,81 \times 10^{-6}$	$3,25 \times 10^{-11}$	$2,81 \times 10^{-6}$	não
6	$3,39 \times 10^{-6}$	$8,68 \times 10^{-12}$	$3,39 \times 10^{-6}$	não

A simulação referente à modelagem apresentada na Figura 3.20-4 é representada pelos dados mostrados na Tabela 4.16-4. Nota-se que todos os pontos apresentam valores de dose total menores que os valores de referência (NN3.01 CNEN), com exceção do detector 1 que tem valor próximo ao limite de dose igual a mesma referência, sendo obtido assim um sistema de blindagem eficiente.

Tabela 4.16-4 Doses próximas ao canal de irradiação com o labirinto

detector	Taxa de dose nêutron (mSv/s)	Taxa de dose fótons (mSv/s)	Taxa de dose total (mSv/s)	Eficiência da Blindagem (dose total menor que $2,78 \times 10^{-6}$ mSv/s)
1	$2,86 \times 10^{-6}$	$1,07 \times 10^{-11}$	$2,86 \times 10^{-6}$	aprox. sim
2	$1,10 \times 10^{-8}$	$4,82 \times 10^{-9}$	$1,58 \times 10^{-8}$	sim
3	$8,32 \times 10^{-9}$	$4,73 \times 10^{-9}$	$1,30 \times 10^{-8}$	sim
4	$1,09 \times 10^{-6}$	$3,89 \times 10^{-15}$	$1,09 \times 10^{-6}$	sim
5	$1,41 \times 10^{-6}$	$4,06 \times 10^{-23}$	$1,41 \times 10^{-6}$	sim
6	$7,01 \times 10^{-7}$	$1,51 \times 10^{-8}$	$7,17 \times 10^{-7}$	sim

4.17. Simulação para determinação de novos valores de fluxo no novo canal de irradiação

Com a mudança do diâmetro do canal de irradiação foi necessário recalcular o fluxo no canal proposto. Esses cálculos foram realizados considerando a distribuição de detectores apresentados na Figura 3.22-1 e os respectivos valores calculados são mostrados na Tabela 4.17-1.

Tabela 4.17-1 Valores de fluxo de nêutrons para a configuração do novo canal de irradiação

detector	Fluxo de nêutrons ($n/cm^2 s^{-1}$)
1	$1,78 \times 10^9$
2	$3,66 \times 10^9$
3	$1,77 \times 10^9$
4	$8,43 \times 10^8$
5	$3,61 \times 10^8$
6	$2,59 \times 10^8$
7	$1,54 \times 10^8$
8	$1,01 \times 10^8$
9	$2,11 \times 10^7$
10	$4,99 \times 10^6$
11	$1,89 \times 10^6$

São apresentados na Tabela 4.17-2 os valores de fluxos no canal de irradiação distribuídos por grupos de energia (Tabela 2.2-1). As posições dos detectores (1 a 16) referentes à Tabela 4.17-2 foram mostrados na Figura 3.22-2.

Tabela 4.17-2 Valores de fluxos distribuídos por grupos de energia

Detector	Fluxo de nêutrons térmicos (n/cm ² s ⁻¹)	Fluxo de nêutrons Epitérmicos (n/cm ² s ⁻¹)	Fluxo de nêutrons Rápidos (n/cm ² s ⁻¹)	Fluxo de nêutrons total (n/cm ² s ⁻¹)
1	1,48x10 ⁹	2,46x10 ⁸	1,38x10 ⁸	1,87x10 ⁹
2	4,69x10 ⁸	1,49x10 ⁸	6,63x10 ⁷	6,84x10 ⁸
3	1,05x10 ⁹	5,37x10 ⁸	1,12x10 ⁸	1,70x10 ⁹
4	5,48x10 ⁸	1,96x10 ⁸	8,10x10 ⁷	8,25x10 ⁸
5	4,62x10 ⁹	3,06x10 ⁸	1,38x10 ⁸	5,06x10 ⁹
6	3,35x10 ⁸	3,89x10 ⁸	7,93x10 ⁷	8,04x10 ⁸
7	1,34x10 ⁹	1,26x10 ⁸	1,08x10 ⁸	1,58x10 ⁹
8	6,41x10 ⁷	1,41x10 ⁸	5,07x10 ⁷	2,55x10 ⁸
9	5,18x10 ⁷	1,66x10 ⁸	4,59x10 ⁷	2,64x10 ⁸
10	1,92x10 ⁷	9,05x10 ⁷	2,03x10 ⁷	1,30x10 ⁸
11	9,27x10 ⁶	5,22x10 ⁷	9,48x10 ⁶	7,10x10 ⁷
12	3,66x10 ⁶	2,06x10 ⁷	2,68x10 ⁶	2,69x10 ⁷
13	2,39x10 ⁶	7,82x10 ⁶	1,56x10 ⁶	1,18x10 ⁷
14	2,00x10 ⁶	5,18x10 ⁶	1,25x10 ⁶	8,44x10 ⁶
15	1,30x10 ⁶	2,12x10 ⁶	7,43x10 ⁵	4,16x10 ⁶
16	1,10x10 ⁶	1,57x10 ⁶	6,12x10 ⁵	3,28x10 ⁶

A Figura 4.17-1 apresenta a representação gráfica da variação do fluxo de nêutrons por energia, sendo plotados valores do fluxo para nêutrons térmicos, epitérmicos, rápidos e o somatório destes, através da representação do fluxo total, desde o centro do núcleo do reator, referente ao detector número 1, até o detector número 16, colocado na saída do canal de irradiação.

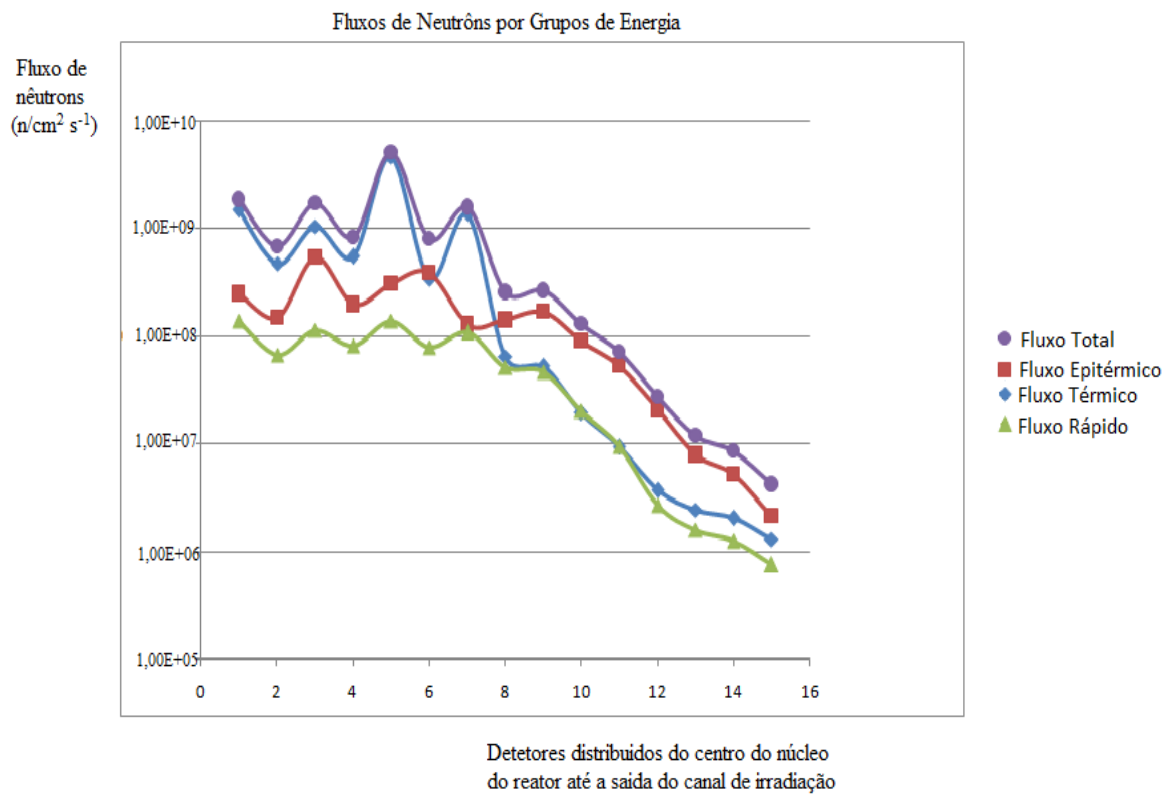


Figura 4.17-1 Fluxos de neutrões por energia do centro do reator à saída do canal

4.18. Perfis de fluxo do reator

Ainda foi realizado o estudo da variação do fluxo horizontal e vertical no reator. Para tanto, foram distribuídos 9 detectores tipo *tally F5* na posição horizontal e 10 detectores na posição vertical ao longo do reator. Os dados referentes à variação horizontal do fluxo são apresentados na Tabela 4.18-1. Para uma melhor visualização, os dados apresentados são plotados em um gráfico e mostrado na Figura 4.18-1.

Tabela 4.18-1 Variação do fluxo horizontal ao longo do reator

Posição horizontal (cm)	Fluxo de nêutrons ($n/cm^2 s^{-1}$)
20	$1,22 \times 10^9$
30	$1,60 \times 10^9$
50	$2,32 \times 10^9$
60	$2,14 \times 10^9$
80	$2,30 \times 10^9$
90	$2,40 \times 10^9$
100	$2,45 \times 10^9$
110	$1,59 \times 10^9$
120	$1,62 \times 10^9$

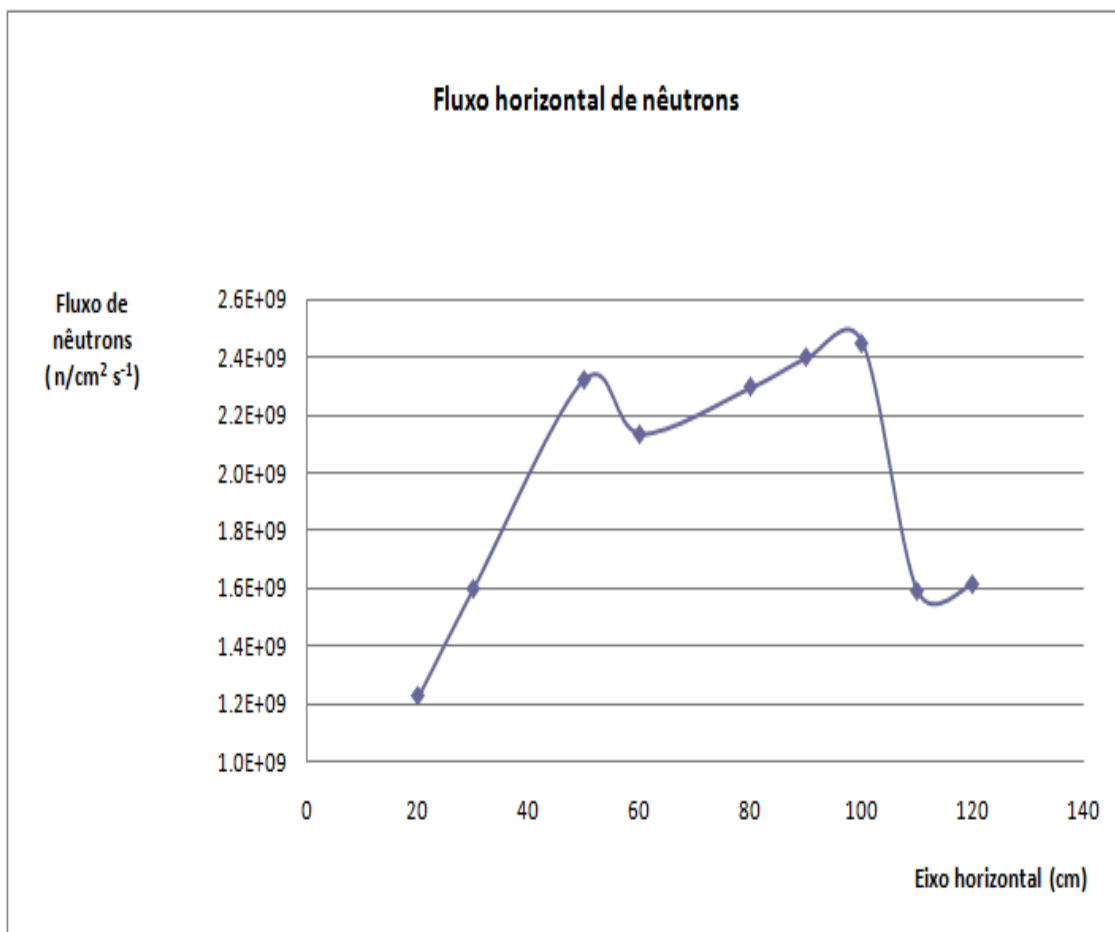


Figura 4.18-1 Variação do fluxo horizontal ao longo do reator

Da mesma forma é apresentada a variação de fluxo vertical no reator. Os dados referentes à variação vertical do fluxo são apresentados na Tabela 4.18-2. Para uma melhor visualização, os dados foram plotados em um gráfico e são mostrados na Figura 4.18-2.

Tabela 4.18-2 Variação do fluxo vertical ao longo do reator

posição vertical (cm)	fluxo de nêutrons (n/cm ² s ⁻¹)
20	1,58 x 10 ⁹
40	2,59 x 10 ⁹
60	2,77 x 10 ⁹
80	2,70 x 10 ⁹
100	2,63 x 10 ⁹
120	2,29 x 10 ⁹
140	2,31 x 10 ⁹
160	2,10 x 10 ⁹
180	2,00 x 10 ⁹
200	1,25 x 10 ⁹

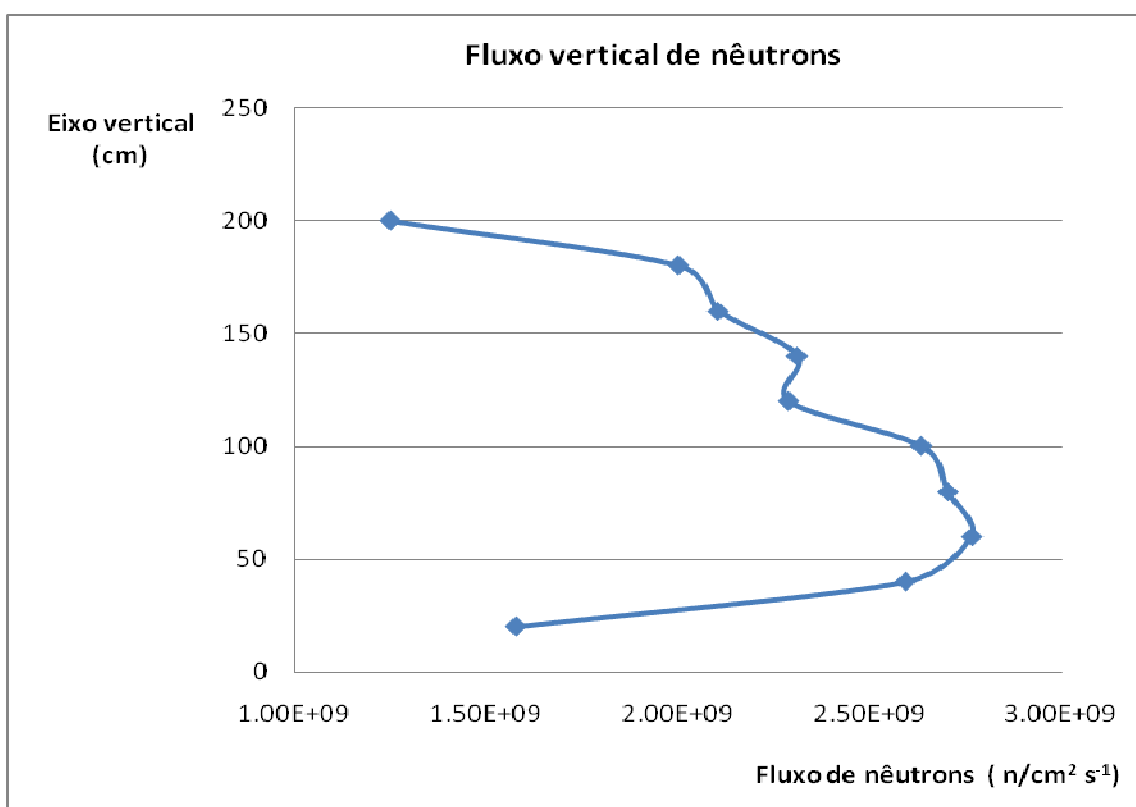


Figura 4.18-2 Variação do fluxo vertical ao longo do reator

Analisando a Figura 4.18-1, observa-se um deslocamento da parábola característica do perfil de fluxo para a esquerda. Isso ocorre devido à fuga de nêutrons do sistema pela presença do canal de irradiação.

O deslocamento para baixo da parábola na Figura 4.18-2 é devido à fuga de nêutrons do sistema nos canais dos combustíveis e dos canais das barras, localizados na parte de cima do núcleo do reator.

4.19. Cálculo de K_{ef} com as barras de controle e segurança 100% inseridas

Foi realizada a simulação do reator com as barras de controle e segurança 100% inseridas para a determinação do K_{ef} . Para essa condição obteve-se um valor de:

$$K_{ef} = 0,87974 \text{ com um desvio padrão} = 0,01736$$

4.20. Análise da variação de reatividade e do coeficiente de reatividade para variação de temperatura do combustível do núcleo

Como apresentado no item 2.6.4.1, a reatividade e o coeficiente de reatividade devem ser negativos para um aumento de temperatura, favorecendo assim a segurança de operação do reator. Em outras palavras, se houver uma incursão de temperatura o reator deve se tornar subcrítico.

Na Tabela 4.20-1 é apresentada a variação do valor de K_{ef} com a variação da temperatura do combustível.

Tabela 4.20-1 Variação de K_{ef} com aumento de temperatura do núcleo

	T comb (K)	T comb ($^{\circ}$ C)	K_{ef}
T_1	600	326,85	1,00002
T_2	1200	926,85	0,98744

Pode-se notar um decréscimo de K_{ef} com o aumento da temperatura. Assim, com os valores calculados é possível calcular a variação da reatividade do reator pela equação 2.6.4-1:

$$\rho = \frac{K_{T2} - 1}{K_{T1}} \quad (4.20-1)$$

Assim, a reatividade e o coeficiente de reatividade são, respectivamente:

$$\rho = -0,01256$$

$$\alpha_T = -2,1 \times 10^{-5} / ^{\circ}\text{C}$$

Apesar de uma pequena variação no K_{ef} entre as duas temperaturas, que leva a um pequeno valor de coeficiente de reatividade, esse fato pode ser explicado pela limitada quantidade de bibliotecas de seção de choque disponíveis para radionuclídeos constituintes do combustível e do seu revestimento. Assim, tem-se 22 bibliotecas de seção de choque com 13 temperaturas diferentes para o ^{235}U e o ^{238}U , 10 bibliotecas com 4 temperaturas para o ^{16}O (combustível), 8 bibliotecas com 2 temperaturas para o ^{40}Zr , 6 bibliotecas com 2 temperaturas para o ^{56}Fe e 2 bibliotecas com 1 temperatura para o ^{50}Sn (revestimento). Assim como não se tem bibliotecas de seção de choque de todos os materiais na temperatura mais elevada estudada, pode-se explicar a pequena variação de K_{ef} , que seria maior se todas as bibliotecas de seção de choque nesta temperatura (1200 K) estivessem disponíveis.

4.21. Doses associadas ao novo canal de irradiação

Foram realizados cálculos dos valores de $H^*(10)$ para nêutrons e fótons em vários pontos nas instalações do reator, onde foram simulados, com o comando tally F5 do Código MCNP, 22 detectores puntiformes, sendo os detectores de 1 a 18 posicionados a uma altura de 150 cm do piso (mostrados na Figura 3.24-1) e os detectores de 19 a 22 posicionados em alturas diversas (mostrados na Figura 3.24-2). Foram utilizados nos cálculos do $H^*(10)$ os coeficientes de conversão de fluxo de nêutrons e fótons para $H^*(10)$ apresentados pela ICRP número 74 [ICRP 74,1996].

Os valores de dose no interior do prédio do reator são apresentados na Tabela 4.21-1 e são comparados com valores de taxa de dose para os trabalhadores, isto é, $2,78 \times 10^{-6}$ mSv/s. Os valores de dose fora do prédio do reator são apresentados na Tabela 4.21-2 e comparados com os valores de taxas de dose para indivíduos do público, com valor de referência de $1,39 \times 10^{-7}$ mSv/s. Os valores omitidos nas tabelas são desprezíveis quando comparados com os outros valores, para os mesmos pontos.

Tabela 4.21-1 Doses em vários pontos de interesse no interior do prédio do reator

detector	Taxa de dose nêutrons (mSv/s)	Taxa de dose fótons (mSv/s)	Taxa de dose total (mSv/s)	Eficiência de Blindagem (dose total menor que $2,78 \times 10^{-6}$ mSv/s)
1	-	$3,65 \times 10^{-10}$	$3,65 \times 10^{-10}$	sim
2	$5,21 \times 10^{-7}$	$1,17 \times 10^{-9}$	$5,22 \times 10^{-7}$	sim
3	-	$4,31 \times 10^{-9}$	$4,31 \times 10^{-9}$	sim
4	$3,30 \times 10^{-5}$	$2,27 \times 10^{-6}$	$3,53 \times 10^{-5}$	não
5	$7,99 \times 10^{-4}$	$8,11 \times 10^{-6}$	$8,08 \times 10^{-4}$	não
6	$7,27 \times 10^{-4}$	$6,79 \times 10^{-6}$	$7,33 \times 10^{-4}$	não
7	$1,74 \times 10^{-4}$	$7,74 \times 10^{-6}$	$1,81 \times 10^{-4}$	não
8	$1,06 \times 10^{-6}$	$4,37 \times 10^{-7}$	$1,50 \times 10^{-6}$	sim
9	$3,29 \times 10^{-7}$	$1,36 \times 10^{-7}$	$4,65 \times 10^{-7}$	sim
10	-	$2,30 \times 10^{-10}$	$2,30 \times 10^{-10}$	sim
11	-	$1,53 \times 10^{-11}$	$1,53 \times 10^{-11}$	sim
12	-	$8,27 \times 10^{-12}$	$8,27 \times 10^{-12}$	sim
20	-	$1,16 \times 10^{-12}$	$1,16 \times 10^{-12}$	sim
21	-	$5,48 \times 10^{-7}$	$5,48 \times 10^{-7}$	sim
22	-	$1,49 \times 10^{-12}$	$1,49 \times 10^{-12}$	sim

Tabela 4.21-2 Doses em vários pontos de interesse fora do prédio do reator

detector	Taxa de dose nêutrons (mSv/s)	Taxa de dose fótons (mSv/s)	Taxa de dose total (mSv/s)	Eficiência de Blindagem (dose total menor que $1,39 \times 10^{-7}$ mSv/s)
13	-	$4,00 \times 10^{-13}$	$4,00 \times 10^{-13}$	sim
14	-	$1,35 \times 10^{-10}$	$1,35 \times 10^{-10}$	sim
15	-	$8,89 \times 10^{-14}$	$8,89 \times 10^{-14}$	sim
16	-	$6,19 \times 10^{-11}$	$6,19 \times 10^{-11}$	sim
17	-	$5,64 \times 10^{-11}$	$5,64 \times 10^{-11}$	sim
18	-	$1,05 \times 10^{-10}$	$1,05 \times 10^{-10}$	sim
19	-	$4,08 \times 10^{-8}$	$4,08 \times 10^{-8}$	sim

Analisando a Tabela 4.21-1 (doses no interior do prédio do reator), observa-se que os detectores 04, 05, 06 e 07, apresentam taxas de doses acima de $2,78 \times 10^{-6}$ mSv/s. Deve-se notar que essas áreas estão situadas na saída do canal de irradiação e, em condições normais de operação, não haveria a presença de trabalhadores nesses pontos.

Na Tabela 4.21-2 são apresentados valores de dose fora do prédio do reator. Comparando os valores de taxa de dose calculados com o limite de dose para o público ($1,39 \times 10^{-7}$ mSv/s), verifica-se que todos os pontos estão abaixo do valor limite, estando de acordo com o valor estabelecido, comprovando assim a efetividade do sistema de

blindagem proposto.

4.22. Parâmetros levantados para o reator proposto neste trabalho

Na Tabela 4.22-1 é apresentado um resumo dos parâmetros levantados para o reator proposto da linha Gás-Grafite.

Tabela 4.22-1 Parâmetros levantados para o reator Gás-Grafite do CTE_x

Dados Gerais	
Tipo de reator	Urânio enriquecido a 3,5%, moderado a grafite e refrigerado a ar
Potência nominal	0,944 MW
Finalidade	Produção de isótopos, experimentos com feixe de nêutrons, formação de pessoal
Localização	CTEx – Rio de Janeiro
Status	Projeto básico preliminar em 2015
Física de Reatores	
Coeficiente de multiplicação efetivo	$K_{ef} = 1,00884$
Fluxo de nêutrons	Fluxo máximo = $1,43 \times 10^{13}$ n/cm² s⁻¹
Núcleo	
Forma e dimensões	Cubo de 1,6 m X 1,6 m X 2,38 m (largura x comprimento x altura)
Número de canais	64 canais, sendo 56 de combustível, 4 destinados à barras de controle e 4 destinados à barras de segurança.
Lattice	Quadrada com pitch de 20 cm
Moderador	$3,73 \times 10^4$ kg incluindo o refletor
Elemento Combustível	
Forma e composição	Cilindros de U a 3,5% de ²³⁵U, 1,6 cm de diâmetro, 238 cm de altura, $8,659 \times 10^3$ g de ²³⁵U, $2,369 \times 10^5$ g de ²³⁸U
Cladding	Tubos de 0,2 cm de espessura e 238 cm altura composto de Zircaloy-4, com 98,12% de zircônio, 1,45% de estanho, 0,21% de ferro, 0,1% de cromo e 0,12% de oxigênio

Tabela 4.22-1 Parâmetros levantados para o reator Gás-Grafite do CTEx (continuação)

Transferência de calor no núcleo	
Área de transferência de calor	$2,24 \times 10^5 \text{ cm}^2$
Temperatura do elemento combustível	450°C
Coeficiente de transferência de calor	$1,17 \times 10^{-2} \text{ W/cm}^2 \text{ }^\circ\text{C}$
Velocidade de escoamento do refrigerante	33 m/s
Temperatura de entrada e saída do refrigerante	30°C e 150°C
Elementos de Controle	
Barras de controle e segurança	04 barras de segurança de 1,6 cm de diâmetro e 238 cm de altura com 80% de Prata, 15% de Índio e 5% de Cádmiu inseridas verticalmente no núcleo pela ação da gravidade; 04 barras de controle de 1,6 cm de diâmetro e 238 cm de altura com 80% de Prata, 15% de Índio e 5% de Cádmiu, inseridas verticalmente no núcleo por meio de um mecanismo de ajuste
Refletor e Blindagem	
Refletor	Grafite com espessura mínima de 60 cm
Blindagem	2,0 m de concreto
Canal de Irradiação	
Fluxo de nêutrons máximo e mínimo	$3,5 \times 10^8 \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$ $5,0 \times 10^6 \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$
Dimensões	20 cm de diâmetro e 87 cm de profundidade

CAPÍTULO 5

CONCLUSÕES

Como primeira etapa do trabalho, a Pilha ARGUS (Arranjo Gás Urânio Subcrítico) do Centro Tecnológico do Exército (CTEx) foi modelada utilizando-se o Código MCNPX, com as funcionalidade dos comandos *Universo* e *Lattice*, para a economia de tempo computacional e para evitar possíveis erros, visto que, com esses comandos conseguiu-se simplificar extremamente a modelagem do cenário estudado.

Após a modelagem da Pilha, foram realizados cálculos para a obtenção do fluxo máximo de nêutrons. Foram estudadas ainda, modificações na Pilha ARGUS, basicamente nas composições de seus materiais constituintes, mantendo-se a geometria original. Como resultado dessas duas etapas iniciais, foi obtido o fluxo máximo de nêutrons de $8,79 \times 10^5 \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$, sendo considerado um valor baixo para as principais aplicações propostas.

Com essa constatação, partiu-se para concepção e, conseqüentemente, a modelagem de um reator moderado a grafite, partindo-se da Pilha ARGUS como base e incorporando-se de forma gradual as novas “funcionalidades”. Assim foi adicionada uma camada de refletor, blindagem biológica e barras de controle e segurança.

Com o reator modelado, foi determinada a potência máxima de operação sem a necessidade de refrigeração e, em seguida, foram realizados cálculos do fluxo total e do fluxo em cada região de trabalho.

Em seguida foi modelado um reator com um sistema simples de refrigeração, tendo ar como refrigerante. Da mesma forma foi determinada a potência de operação do reator para esse caso, adotando-se essa potência como de trabalho para todo restante do projeto. Foi realizado um estudo da variação de fluxo de nêutrons com alguns tipos diferentes de geometria de reator, na realidade quatro geometrias diferentes.

Como o objetivo principal do trabalho é a utilização de uma fonte de nêutrons em vários tipos de aplicações, foi criado um canal de irradiação com características compatíveis com outros reatores. Associado a esse canal de irradiação foi modelado um corredor de acesso, com dimensões compatíveis com os serviços de irradiação que se destina o canal.

A preocupação com a proteção radiológica do reator proposto levou a um estudo

das doses associadas à utilização do canal de irradiação, seguindo critérios de aceitação previstos pela CNEN.

Com a utilização dos materiais já existentes na Pilha para o desenvolvimento de um reator da linha Gás-Grafite buscou-se transformar uma instalação com aplicações limitadas em outra com aplicações de maior relevância, podendo atender a diversos tipos de usuários.

O projeto de um reator é algo grandioso, multidisciplinar, que envolve a participação de centenas de profissionais para seu desenvolvimento. Não se teve a pretensão neste trabalho de fornecer um projeto refinado de um reator que possa ser aplicado imediatamente, e sim do levantamento conceitual da viabilidade da aplicação de um determinado tipo de estrutura, com determinados tipos de materiais e com a utilização da ferramenta MCNPX. Foram mantidos, de um modo geral, os materiais e as geometrias existentes no CTEEx. Assim sendo, devem ser realizados novos estudos para a otimização de parâmetros como a distância entre varetas de combustível, a espessura do revestimento e o diâmetro das varetas de combustível.

Um diferencial deste trabalho é o uso de um único código computacional, o MCNPX, para modelar o reator, simular sua operação, e ainda fornecer dados quanto à proteção radiológica envolvida em sua operação.

Com a modelagem simples utilizada, chegou-se a um reator com um fluxo total de nêutrons de $8,44 \cdot 10^{12} \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$ e um canal de irradiação com fluxos que variam de $5,0 \times 10^6 \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$ a $3,5 \times 10^8 \text{ n/cm}^2 \text{ s}^{-1}$, sendo valores aceitáveis para a maioria das aplicações com nêutrons conhecidas e realizadas atualmente.

Assim, este trabalho tentou colaborar como um passo inicial para o aumento da oferta de serviços de irradiação com nêutrons no Brasil, através das modelagens e simulações computacionais apresentadas para o reator estudado.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

ALISSON, E. *Sistema digital para tomografia com nêutrons é instalado no IPEN* – Agência FAPESP – (<http://agencia.fapesp.br/15891>).

AMON, K.A. **Estudo de um sistema de imagem para radiografias com nêutrons rápidos**. Tese de Doutorado, Universidade Federal do Rio de Janeiro – COPPE – UFRJ, 2011.

BECKURTS, K. H., WIRTZ, K., *Neutron Physics*, ed. Springer-Verlag, United States of America, 1964.

BOIA, L. S. *Análise e processamento digital de imagens neutrongráficas obtidas no reator Argonauta IEN/CNEN*. Dissertação de Mestrado, COPPE/UFRJ, RJ, 2005.

BRIESMEISTER, J. F. *A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B*, Los Alamos National Laboratory, United States of America, 1997.

CAMPOS, T. P. R., *Considerações sobre a terapia de Nêutrons pelo Boro* - Revista Brasileira de Cancerologia, 2000, pg 283-292.

CARTER, L.L. and SCHWARZ, R.A., *MCNP Visual Editor Computer Code Manual*, (www.mcnpvised.com).

CIMBLERIS, BORISAS – *Transmissão de Calor em Reatores Nucleares*, Escola de Engenharia – Universidade de Minas Gerais, 1961.

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, “*CNEN-NN-3.01 - Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica*”, Março/2014.

CORDEIRO, T. P. V. *Cálculo dos coeficientes de conversão para dose efetiva para nêutrons utilizando o simulador antropomórfico de voxels*. Dissertação de Mestrado, COPPE/UFRJ, RJ, 2009.

DA SILVA, A. X. et al., *Neutronografia Aplicada no Controle ao Narcotráfico e ao Terrorismo*, *Revista de Física Aplicada e Instrumentação*, vol. 14, ano 1, 1999.

DE OLIVEIRA, K. A. M. *Estudo de imagem para radiografias com nêutrons rápidos*. Tese de Doutorado, COPPE/UFRJ, RJ, 2011.

DE OLIVEIRA, K. A. M. *Estudo do Espalhamento em Imagens Neutronográficas Bidimensionais*. Dissertação de Mestrado, COPPE/UFRJ, RJ, 2006.

DUDERSTADT, J. J. & HAMILTON, L. J., *Nuclear Reactor analysis*, ed. John Wiley & Sons, Inc, United States of America, 1942.

EISBERG, R. M., *Fundamentals of Modern Physics*, Copyright, John Wiley & Sons, Inc. 1961.

- EL-WAKIL, M. M. – *Nuclear Heat Transport* – International Textbook Company USA, 1971.
- FERREIRA, F. J. O. *Detecção de Explosivos Plásticos e Narcóticos, aplicando Neutronografia em Tempo Real aliada à Tomografia Computadorizada por Transmissão*. Tese de Doutorado, COPPE/UFRJ, RJ, 2008.
- GARCIA, V.S. *Estudos de Sensibilidade em BNCT usando a Teoria de Perturbação Generalizada*, Tese de Doutorado, COPPE/UFRJ, RJ, 2009.
- GLASSTONE e EDLUND, *The Elements of Nuclear Reactor Theory*, Van Nostrand, 1952.
- GOORLEY, t. *Criticality Calculations with MCNP5: A Primer* - 2nd Edition Los Alamos National Laboratory, United States of America.
- HENDRICKS, J. S., *Present and future capabilities of MCNP*, Los Alamos National Laboratory, United States of America, 2000.
- HERNANDES, A. C. *Caracterização do Campo de Radiação numa instalação para Pesquisa em BNCT utilizando o Método de Monte Carlo - Código MCNP-4B* Dissertação de Mestrado, IPEN/USP, SP, 2002.
- HOLMAN, J. P. – *Heat Transfer*, four edition, ed. Mc.GrawHill, United States of America, 1976.
- ICRP 26, *Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, ICRP, Pergamon Press, Oxford; 1977.
- ICRP 60, *1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, ICRP, Pergamon Press, Oxford; 1991.
- ICRP 74, *Conversion coefficient for use in radiological protection against external radiation*, ICRP, Pergamon; 1996.
- ICRP 103, *Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*, ICRP, Pergamon Press, Oxford; 2008.
- ICRP 110, *Adult Reference Computational Phantoms*, ICRP, Pergamon Press, Oxford; 2009.
- ICRU 33, *Radiation Quantities and Units, International Commission on Radiological Units and Measurements*, Bethesda, USA, 1980.
- JUNIOR, W. F. R. S. *Blindagem para proteção de pacientes contra nêutrons gerados nos aceleradores lineares utilizados em radioterapia*. Tese de Doutorado, COPPE/UFRJ, RJ, 2008.
- KAPLAN, I., *Física Nuclear*, Editora Guanabara Dois S.^a, 2ed., RJ, 1978.
- KNOLL, G. F. *Radiation Detection and Measurements*, John Wiley & Sons, Inc., 3ed, 1999.

KREITH, FRANK *Princípios da Transmissão de Calor*, editora Edgar Blucher, 1977

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY ATOMIC, *Directory of Nuclear Reactors - Research, Test and Experimental Reactors*, Volume 2, IAEA, 1959

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

LIMA, R. B. - *Avaliação Experimental do Fluxo de Nêutrons de um Irradiador de AmBe e sua possibilidade de uso em Análise de Materiais*. Dissertação de Mestrado, IPEN/USP, SP, 2003.

MARQUES, A. L. F., *Medida do Fluxo de Nêutrons Térmicos do reator IPEN/MB-01 com detectores de ativação de fios de ^{197}Au* . Dissertação de Mestrado, IPEN/USP, SP, 1995.

MEDEIROS, M. P. C. *Simulação Computacional do Núcleo do Reator Nuclear Angra-2 Utilizando o Código MCNPX*. Dissertação de Mestrado, IME, RJ, 2012.

MURRAY, R ; *Energia Nuclear* - ed Hemus, Brasil, 2004.

NUNES, W. V. *Detecção de minas terrestres por radiação penetrante*. Tese de Doutorado, COPPE/UFRJ, RJ, 2006.

PELOWITZ, D. B., *MCNPX User's Manual Version 2.6.0*, Los Alamos National Laboratory, United States of America, 2008.

PEREIRA, L. O. *Estudo da influência do tamanho de campo de um feixe de nêutrons epitérmicos na distribuição de dose em BNCT*. Dissertação de Mestrado, COPPE/UFRJ, RJ, 2009.

PINHEIRO, R. L. N. *Neutronografia Aplicada ao Dimensionamento de Objetos Cilíndricos*, Dissertação de Mestrado, COPPE/UFRJ, RJ, 1979.

SANTOS, A. at all, *Modeling of the CTE_x Subcritical Unit using MCNPX Code*, International Nuclear Atlantic Conference - INAC 2011, MG, Brasil, 2011.

SANTOS, R. F. G. *Desenvolvimento de um sistema transportável de irradiação de nêutrons utilizando o método Monte*. Dissertação de Mestrado, Instituto Militar de Engenharia – Rio de Janeiro, 2013.

SOUZA, L. R., *Desenvolvimento de um Sistema Portátil para Teste de Monitores de Área para Nêutrons*, Dissertação de Mestrado, COPPE/UFRJ, RJ, 2011.

TAUHATA, L. at. *Radioproteção e Dosimetria: Fundamentos*, Instituto de Radioproteção e Dosimetria, Comissão Nacional de Energia Nuclear, 3a revisão, Rio de Janeiro, 2001.

TERREMOTO, L. A. A. - *Fundamentos de Tecnologia Nuclear Reatores* - IPEN/CNEN, SP, 2004.

X-5 MONTE CARLO TEAM, *A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5*, Vols 1, 2 e 3. Los Alamos National Laboratory, United States of America, 2003.

YOSHIKAWA, K, *Research and development of a compact fusion neutron source for humanitarian landmine detection*. In Proceedings of 20th IAEA fusion energy conference, 2004, pp 3451, Villamoura, Portugal.

ZAMBONI, C. B. *Fundamentos da Física de Nêutrons* – Livraria da Física Editora, SP, 2007.

ZANGIROLAMI, D. M., *Fluxo Neutrônico a 100kW nos terminais de Irradiação do Reator TRIGA IPR-R1* - Dissertação de Mestrado, DEN/UFMG, MG, 2009.