

INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR

**SIMULAÇÃO DA TÉCNICA CARPT APLICADA AO ESTUDO DE SISTEMAS
PASSIVOS DE SEGURANÇA POR CIRCULAÇÃO NATURAL EM REATORES DE
PESQUISA**

Jonathan Alves de Melo

Rio de Janeiro

2021

Jonathan Alves de Melo

**SIMULAÇÃO DA TÉCNICA CARPT APLICADA AO ESTUDO DE SISTEMAS
PASSIVOS DE SEGURANÇA POR CIRCULAÇÃO NATURAL EM REATORES DE
PESQUISA**

Dissertação apresentada ao Programa de Pós-graduação em Ciência e Tecnologia Nucleares do Instituto de Engenharia Nuclear da Comissão Nacional de Energia Nuclear como parte dos requisitos necessários para a obtenção do Grau de Mestre em Ciência e Tecnologia Nucleares.

Orientador: Prof. Dr. Celso Marcelo Franklin Lapa

Co-orientador: Dr. Wilson dos Santos Vieira

Rio de Janeiro

2021

MELO Melo, Jonathan Alves de.

Simulação da Técnica CARPT Aplicada ao Estudo de Sistemas Passivos de Segurança por Circulação Natural em Reatores de Pesquisa / Jonathan Alves de Melo. Rio de Janeiro: CNEN/IEN, 2021.

x, 81f. : il. ; 31cm.

Orientador: Celso Marcelo Franklin Lapa

Co-orientador: Wilson dos Santos Vieira

Dissertação (mestrado) – Instituto de Engenharia Nuclear, PPGIEN, 2021

Referências bibliográficas: p. 82-87

1. CARPT. 2. MCNP. 3. Reator Multipropósito Brasileiro.
4. Circulação Natural.

**SIMULAÇÃO DA TÉCNICA CARPT APLICADA AO ESTUDO DE SISTEMAS
PASSIVOS DE SEGURANÇA POR CIRCULAÇÃO NATURAL EM REATORES DE
PESQUISA**

Jonathan Alves de Melo

DISSERTAÇÃO SUBMETIDA AO PROGRAMA DE PÓS GRADUAÇÃO EM CIÊNCIA
E TECNOLOGIA NUCLEARES DO INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR DA
COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR COMO PARTE DOS
REQUISITOS NECESSÁRIOS PARA OBTENÇÃO DO GRAU DE MESTRE EM
CIÊNCIAS EM ENGENHARIA NUCLEAR – ÊNFASE PROFISSIONAL EM
ENGENHARIA DE REATORES

Aprovada por:

Prof. Dr. Celso Marcelo Franklin Lapa, D.Sc. – IEN/CNEN

Dr. Wilson dos Santos Vieira, D.Sc. – IEN/CNEN

Profa. Dra. Maria de Lourdes Moreira, D.Sc. – IEN/CNEN

Prof. Dr. José Carlos Pinto, D.Sc. – COPPE/PEQ - UFRJ

Dr. Jonathan Marcello de Oliveira Pinto, D.Sc. – CNEN

Rio de Janeiro
2021

AGRADECIMENTOS

Aos meus orientadores, D.Sc. Celso Lapa e D.Sc. Wilson Vieira, pela confiança e suporte durante a pesquisa.

Aos pesquisadores D.Sc. Walsan Pereira e M.Sc. Fellipe Silva, do Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD/CNEN), pela ajuda em meus contatos iniciais com o MCNP.

Ao pesquisador D.Sc. José Luiz Faccini, pelo apoio fornecido através da infraestrutura do Laboratório de Termohidráulica do Instituto de Engenharia Nuclear (IEN/CNEN).

A todos os professores, colegas de classe e profissionais de apoio do PPGIEN.

À Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), pela concessão da bolsa de estudos que possibilitou a operacionalização do estudo e a dedicação integral ao programa de pós-graduação.

Aos meus grandes amigos Leonardo, Marília, Pedro e Thaís, pelo suporte apesar da distância e por serem sempre meu porto seguro.

RESUMO

A técnica de Rastreamento Computadorizado de Partícula Radioativa (CARPT) é amplamente utilizada no estudo da dinâmica de fluidos e sólidos em projetos de unidades industriais. Este estudo descreve a simulação de uma metodologia baseada na técnica CARPT, por meio do código MCNP, aplicada a um modelo virtual com base em um protótipo em escala reduzida do Reator Multipropósito Brasileiro. O objetivo é avaliar a aplicabilidade desta metodologia ao estudo de sistemas passivos de segurança por circulação natural em experimentos de grande e média escala, caso do experimento modelado neste trabalho. A metodologia descrita foi proposta por VIEIRA (2009) e tem como vantagens o baixo custo e a fácil implementação, mas foi inicialmente concebida considerando experimentos de pequenas dimensões, quando considera-se o tamanho de unidades industriais. Diferentes configurações para o sistema foram testadas e a correspondência entre as trajetórias simuladas e as reconstruídas com a aplicação da metodologia foi analisada para cada configuração; eficiências e erros também foram discutidos. A comparação entre trajetórias simuladas e reconstruídas mostraram tendências similares entre si para cada configuração, mas os erros encontrados não foram insignificantes. Os parâmetros que promoveram a maior adequação entre as trajetórias foram listados. Este é o primeiro estudo sobre a aplicação da técnica CARPT a sistemas de segurança de reatores de pesquisa

Palavras-chave: CARPT; MCNP; Reator Multipropósito Brasileiro; Circulação Natural.

ABSTRACT

CARPT technique is widely applied to studies on the dynamics of fluids and solids in the design phase of industrial equipment. This study describes the simulation of a CARPT-based methodology, using MCNP code, and tests the methodology's application using a virtual model based on a reduced-scale prototype of the Brazilian Multipurpose Reactor. The goal is to evaluate the applicability of this methodology to the study of natural circulation passive safety systems in large and medium-scale experiments, such as the one modelled here. The methodology described was proposed by VIEIRA (2009) and has the advantages of being cost-effective and easy to implement, but it was initially designed considering small-scale experiments. Different configurations for the system were tested and correspondence between simulated trajectories and those reconstructed by applying the technique was analyzed for each of them; efficiencies and errors were also discussed. Comparison between simulated and reconstructed trajectories showed similar trends between them for each configuration, but the errors found were not negligible. Configurations' parameters that promoted the best fit between trajectories were listed. This is the first study on the application of CARPT technique for research reactors safety systems.

Keywords: CARPT; MCNPX; Brazilian Multipurpose Reactor; Natural Circulation.

LISTA DE ABREVIATURAS E SIGLAS

ABEN	– Associação Brasileira de Energia Nuclear
AIEA	– Agência Internacional de Energia Atômica
ANSTO	– <i>Australian Nuclear Science and Technology Organisation</i>
Au	– Ouro
BWR	– <i>Boiling Water Reactor</i>
CARPT	– Rastreamento Computadorizado de Partícula Radioativa
CNEN	– Comissão Nacional de Energia Nuclear
Co	– Cobalto
CT	– Tomografia Computadorizada
CTME	– <i>Computer Execution Time</i>
CTMSP	– Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo
eV	– Elétron-Volt
EM	– Expectância-Maximização
FPIV	– Velocimetria Fluorescente por Imagem de Partícula
GIF	– <i>Generation IV International Forum</i>
IBAMA	– Instituto Brasileiro do Meio Ambiente e dos Recursos Naturais Renováveis
IEN	– Instituto de Engenharia Nuclear
IPEN	– Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares
LI	– Licença de Instalação
LP	– Licença Prévia
MCNP	– <i>Monte Carlo N-Particle</i>
MTR	– <i>Materials Test Reactor</i>
Na	– Sódio
Nal	– Iodeto de Sódio
Nal(Tl)	– Iodeto de Sódio dopado com Tálcio
NIST	– <i>National Institute of Standards and Technology</i>
NMR	– Ressonância Magnética Nuclear

NPS	– <i>Number of Particles Histories</i>
OPAL	– <i>Open-Pool Australian Lightwater reactor</i>
PEPT	– Rastreamento por Partícula Emissora de Pósitrons
PIV	– Velocimetria por Imagem de Partícula
PNE	– Plano Nacional de Energia
PP	– Polipropileno
RMB	– Reator Multipropósito Brasileiro
RPAS	– Relatório Preliminar de Análise de Segurança
RPT	– Rastreamento de Partícula Radioativa
Sc	– Escândio
SCN	– Sistema de Circulação Natural
3D	– Tridimensional

SUMÁRIO

1	INTRODUÇÃO.....	11
2	OBJETIVOS.....	14
2.1	GERAL.....	14
2.2	ESPECÍFICOS.....	14
3	JUSTIFICATIVA.....	15
4	REVISÃO DE LITERATURA.....	16
5	FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA.....	21
5.1	METROLOGIA DE FÓTONS.....	21
5.1.1	Interação de fótons com a matéria.....	21
5.1.1.1	Absorção fotoelétrica.....	21
5.1.1.2	Espalhamento Compton.....	22
5.1.1.3	Produção de pares.....	23
5.1.2	Atenuação de fótons.....	24
5.1.3	Detecção de fótons.....	25
5.1.3.1	Detector cintilador de NaI.....	26
5.2	SEGURANÇA DE REATORES NUCLEARES.....	28
5.2.1	Reatores de potência e reatores de pesquisa.....	29
5.2.2	Sistemas de segurança em reatores de pesquisa.....	31
5.2.3	Sistema passivo de circulação natural.....	31
5.3	O RMB.....	33
5.3.1	Relevância do projeto.....	33
5.3.2	Cronograma estimado.....	34
5.4	O CÓDIGO MCNP.....	37
5.4.1	O método Monte Carlo.....	38
5.4.2	Arquivos de entrada MCNP.....	39
5.4.2.1	Cartões de células.....	40
5.4.2.2	Cartões de superfícies.....	40
5.4.2.3	Cartões de dados.....	41
5.5	A TÉCNICA CARPT.....	41
5.6	A METODOLOGIA CARPT DE VIEIRA (2009).....	44

5.6.1	O algoritmo de reconstrução	47
6	METODOLOGIA	52
6.1	MODELAGEM DO SISTEMA CARPT	52
6.1.1	Descrição do sistema	52
6.1.2	Escolha do radionuclídeo	54
6.1.3	Seleção dos detectores	56
6.2	SIMULAÇÕES EM MCNPX	58
6.3	EXECUÇÃO DO ALGORITMO DE RECONSTRUÇÃO	63
6.4	ANÁLISE COMPARATIVA	65
7	RESULTADOS E DISCUSSÃO	67
7.1	COMPARANDO EFICIÊNCIAS	67
7.2	COMPARANDO ERROS	71
7.3	COMPARANDO TRAJETÓRIAS	76
8	CONCLUSÃO	80
9	REFERÊNCIAS	82
	APÊNDICE A	88

1 INTRODUÇÃO

Reatores nucleares de pesquisa não são utilizados para geração de energia, como é o caso dos reatores de potência. Sua função é prover, principalmente, uma fonte de nêutrons a ser utilizada em diversas aplicações, como pesquisa, produção de radiofármacos e treinamento de pessoal. Possuem dimensões menores quando comparados aos os reatores de potência e operam a menores potências e temperaturas, mas seu combustível exige um enriquecimento maior (AIEA, 2016a).

Independentemente do tipo de reator, é necessário que sejam mantidos os mais altos padrões de segurança durante sua operação. Neste sentido, sistemas passivos de segurança são parte importante dos projetos de reatores nucleares, sendo complementares aos sistemas ativos. Estes sistemas não dependem de uma ação do operador, assim como não necessitam de um acionamento ativo, como bombas elétricas. Além disso, baseiam-se em forças naturais como gravidade e convecção (VIJAYAN e NAYAK, 2010).

Um dos sistemas passivos de segurança incluídos em projetos atuais de reatores nucleares é o sistema de circulação natural (SCN), que pode ser aplicado à remoção de calor residual do núcleo do reator de maneira a tentar prevenir um derretimento deste núcleo, no caso de ocorrer um desligamento do reator e o sistema de circulação forçada não estar disponível. Neste caso e considerando reatores nucleares de pesquisa de baixa potência, a circulação natural acontece no interior do tanque do reator (preenchido com água) devido à diferença de densidades entre uma porção de água mais quente e uma mais fria em diferentes elevações. A água em contato com o núcleo do reator absorve parte do calor residual e sua densidade aumenta, fazendo com que essa porção de água ascenda no interior do tanque até que alcance o topo da coluna de água e comece a reduzir sua temperatura. Ao mesmo tempo, a água mais fria no topo da coluna torna-se mais densa quando comparada à água em contato com o núcleo do reator e por isso descende até ele, onde começa a aumentar sua

temperatura e o processo é reiniciado. A diferença de densidades, associada à ação da gravidade e à diferença de elevação entre as porções de água, é o motivo deste movimento da água no interior do tanque, que remove calor residual do núcleo até que o equilíbrio térmico seja alcançado (AIEA, 2005).

O Reator Multipropósito Brasileiro (RMB) é um projeto que inclui um SCN para remoção de calor residual. Neste reator de pesquisa, um reator do tipo piscina aberta com potência térmica máxima de trinta megawatts, o núcleo é inserido em um tanque aberto preenchido com água, que é onde ocorre o processo de circulação natural. Uma vez em operação, o RMB trará como principais contribuições uma maior produção de radionuclídeos e radiofármacos para atender (e possivelmente exceder) a demanda interna brasileira; uma infraestrutura para a realização de irradiação de materiais e combustíveis nucleares para teste e recursos para o desenvolvimento de pesquisas com feixes de nêutrons (IPEN, 2018a; ANSTO, 2020).

Antes de um reator ser colocado em operação, entretanto, seus sistemas de segurança precisam ser testados para garantir o funcionamento adequado. No caso do SCN, uma técnica que pode ser aplicada nestes testes, durante a etapa de projeto, é o Rastreamento Computadorizado de Partícula Radioativa (CARPT). Esta técnica baseia-se no monitoramento dos movimentos de uma partícula radioativa no interior de um sistema opaco (como uma unidade industrial) para obter informações sobre o comportamento das fases presentes neste sistema. A partícula, emissora de fótons e com características físicas similares às da fase analisada, é inserida no fluxo que deseja-se monitorar. Detectores de fótons localizados externamente ao sistema registram as emissões radioativas provenientes desta partícula ao longo do tempo e um algoritmo de reconstrução converte esses registros em posições instantâneas estimadas para a partícula. Esta técnica, não-invasiva, permite que sejam obtidos parâmetros relacionados à dinâmica das fases analisadas (como velocidades instantâneas, distribuições de comprimento de trajetória e distribuições de tempo de residência) e pode servir para validar modelos de Fluidodinâmica Computacional (CFD) (AIEA, 2008).

A metodologia CARPT de VIEIRA (2009) foi a escolhida para análise no estudo aqui descrito. Esta metodologia consiste na modelagem de uma unidade industrial em um arranjo tridimensional composto por *voxels* (células cúbicas) para então aplicar um algoritmo de reconstrução de imagens que associa cada *voxel* com parâmetros utilizados na reconstrução das posições da partícula radioativa, como atividade, coeficientes de atenuação linear e ângulos sólidos. O trabalho original utilizou uma unidade cilíndrica (com 32cm de altura e raio de 40cm); quatro detectores de iodeto de sódio (NaI) com o sistema de detecção associado e uma fonte pontual de ^{198}Au (VIEIRA, 2009).

Vantagens desta metodologia são o número reduzido de detectores utilizados (quatro) e a ausência de uma etapa de calibração durante testes (etapa esta que consiste em posicionar a partícula radioativa em diferentes posições conhecidas no interior da unidade para associar contagens registradas nos detectores com as distâncias partícula-detector). Estas vantagens implicam em redução de tempo e custos. Em contrapartida, esta metodologia possui algumas limitações. Cálculos realizados por seu algoritmo são baseados na contagem de fótons não espalhados que atingem a face frontal do cristal do detector (negligenciando contribuições de fótons atingindo outras superfícies do cristal) e esta condição implica na utilização de material de blindagem adicional ao redor do detector. Além disso, os quatro detectores possuem posições fixas no plano XY uma vez que seja determinada a distância entre a unidade industrial e os detectores, o que significa que apenas suas coordenadas no eixo Z podem ser alteradas (VIEIRA, 2009).

Diante do exposto, este estudo visa avaliar, por meio de simulações com o código *Monte Carlo N-Particle* (MCNP), a aplicabilidade da metodologia CARPT desenvolvida por VIEIRA (2009) ao estudo de sistemas passivos de segurança por circulação natural, tendo como referência um modelo em escala reduzida do RMB.

2 OBJETIVOS

2.1 GERAL

Avaliar, por meio de simulações com o código MCNP, a aplicabilidade da metodologia CARPT de VIEIRA (2009) ao estudo de sistemas passivos de segurança por circulação natural em experimentos de grande e média escala, tendo como referência o modelo em escala reduzida do RMB localizado no Laboratório de Termohidráulica Experimental do IEN.

2.2 ESPECÍFICOS

- Criar um modelo virtual do sistema CARPT estudado através da descrição, com o código MCNP, das características do sistema (dimensões, geometria, materiais e densidades), da escolha do radionuclídeo e da seleção dos detectores;
- Simular, também com MCNP, uma mesma trajetória para a partícula radioativa em diferentes configurações do sistema de maneira a obter os valores de contagens nos detectores para cada uma destas configurações;
- Executar o algoritmo de reconstrução da metodologia para, em função dos valores de contagens obtidos nas simulações, calcular as coordenadas da trajetória originalmente simulada para a partícula;
- Analisar comparativamente as trajetórias simuladas e reconstruídas e discutir os valores de eficiências e erros obtidos.

3 JUSTIFICATIVA

O RMB, uma vez em operação, trará relevantes contribuições para diversos setores no Brasil. Entretanto por se tratar de um reator nuclear, mesmo que de pesquisa, é importante que sejam desenvolvidas formas de testar seus sistemas de segurança ainda na fase de projeto para identificar possíveis falhas. Por este motivo, este estudo avalia uma metodologia para caracterização do sistema passivo de segurança por circulação natural em reatores de pesquisa, aplicando-a a um modelo em escala reduzida do RMB. A metodologia avaliada baseia-se na aplicação da técnica CARPT, adequada ao monitoramento de sistemas opacos. Há diversas aplicações da técnica CARPT em unidades industriais, mas são encontrados na literatura poucos registros destas aplicações direcionadas a reatores nucleares. Além disso, dentro da literatura pesquisada nenhum dos registros era relacionado a reatores de pesquisa, o que torna este, potencialmente, o primeiro estudo realizado com este enfoque.

4 REVISÃO DE LITERATURA

O trabalho pioneiro na aplicação da técnica CARPT para determinação da velocidade de fluxos em reatores químicos multifásicos foi realizado nos anos 1960 por KORNILAEV e KONDUKOV (1964). Neste trabalho, seis detectores cintiladores foram posicionados ao redor de um reator químico do tipo leito fluidizado para obter a trajetória tridimensional da partícula radioativa.

Anos mais tarde, LIN *et al.* (1985) foram os primeiros a obter informações quantitativas detalhadas sobre a dinâmica de sólidos tridimensional em um reator químico do tipo leito fluidizado gás-sólido, sob diversas condições de operação. A partícula radioativa foi construída com ^{46}Sc e possuía densidade e dimensões similares às das esferas de vidro utilizadas neste tipo reator. Foram utilizados doze detectores cintiladores de NaI de 2" x 2". Como reatores não possuem uma distribuição homogênea de densidades e a atenuação de fótons é influenciada pelas densidades dos meios materiais, uma calibração prévia ao experimento foi necessária e consistiu em determinar a relação entre a taxa de contagens de fótons em um detector específico e a distância entre a partícula radioativa e este detector. Para isto, a partícula foi posicionada em diversas posições conhecidas no interior da seção de teste para que estas fossem associadas às contagens registradas, gerando um mapa de contagens para cada detector. Por fim, depois de realizada a aquisição de dados, um algoritmo que baseia-se no método dos mínimos quadrados busca diretamente no mapa de contagens aquela posição da partícula que está associada ao valor calculado de taxa de contagens e que mais se aproxima do valor obtido experimentalmente estimando, assim, as posições da trajetória da partícula radioativa.

LARACHI *et al.* (1994) empregaram um modelo de calibração para determinar o mapa de contagens para cada detector no qual estas são calculadas por meio de simulações em Monte Carlo para diversas posições da partícula radioativa no reator. Em seguida, assim como apresentado por LIN *et al.* (1985), um algoritmo baseado método dos

mínimos quadrados fez a busca no mapa de contagens para estimar as posições da trajetória da partícula. Seus testes foram realizados em um reator químico do tipo gás-líquido-sólido, utilizando oito detectores cintiladores de NaI de 3" x 3" e uma partícula radioativa construída com ^{46}Sc com 2MBq de atividade.

GODFROY *et al.* (1997) mantêm a utilização do modelo de calibração proposto por LARACHI *et al.* (1994), mas aprimoram a localização da partícula por meio da substituição do algoritmo de busca no mapa de contagens utilizado anteriormente por uma rede neural, capaz de realizar uma localização mais rápida. Seus testes foram realizados em reatores químicos, utilizando oito detectores cintiladores de NaI e partículas radioativas construídas com ^{46}Sc , ^{99}Mo e ^{198}Au .

ROY *et al.* (2002) descrevem como pode ser feita a avaliação da precisão em um sistema CARPT, por meio da determinação da sensibilidade e da resolução do sistema. Seus testes foram realizados em um *riser* gás-sólido, utilizando de oito a trinta e dois detectores cintiladores de NaI de 2" x 2" e uma partícula radioativa construída com ^{46}Sc com 11,1MBq de atividade. Os autores também apresentam informações sobre a seleção de materiais e dispositivos para os testes e sobre a otimização do arranjo de detectores de maneira a aumentar a precisão da técnica. As principais dentre estas informações estão listadas abaixo:

- energia do radionuclídeo – descrevem como este parâmetro influencia a resolução e a sensibilidade e a importância de determinar-se um valor baixo de energia, mas não a ponto do fóton ser atenuado pelo meio;
- atividade do radionuclídeo – concluem que uma maior atividade melhora a precisão do sistema, mas que é preciso limitar seu valor observando a saturação dos detectores e os princípios de proteção radiológica e também considerando que há pouco incremento na melhora da precisão depois de um certo valor de atividade;

- tamanho do cristal cintilador – observam que um cristal de maior tamanho aumenta a probabilidade de absorção do fóton, aumenta a anisotropia e melhora a resolução, mas diminui a sensibilidade do sistema;
- quantidade e arranjo de detectores – concluem que o número ótimo de detectores é de três por plano e recomenda um arranjo em que os detectores formem um triângulo equilátero entre si.

MOSOROV e ABDULLAH (2011) introduzem a utilização do código MCNP no procedimento de calibração. Uma diferença desta metodologia para as outras utilizadas anteriormente por LARACHI *et al.* (1994) e ROY *et al.* (2002) é de que através dela é possível obter o número de contagens medidas por todos os detectores simultaneamente para uma determinada posição do traçador. Outra diferença observada está no fato de que, com o uso do código MCNP, todos os mecanismos relevantes de interação de fóton com a matéria são considerados. Seus testes foram realizados em um reator químico de coluna de bolhas, utilizando quinze detectores cintiladores de NaI de 2" x 2" e uma partícula radioativa construída com ^{46}Sc com 11,1MBq de atividade.

MOSOROV (2015) desenvolveu uma estratégia de simulação numérica para adequação dos intervalos de tempo de amostragem e da atividade da partícula radioativa de maneira a melhorar a precisão das medições realizadas. Seus testes foram realizados em um reator químico de coluna de bolhas, utilizando quinze detectores cintiladores de NaI e uma partícula radioativa construída com ^{46}Sc com 11,1MBq de atividade.

UPADHYAY *et al.* (2019) apresentam uma avaliação experimental sistemática de parâmetros de projeto para otimização de ensaios realizados com a técnica CARPT. Suas recomendações abrangem praticamente os mesmos parâmetros discutidos por ROY *et al.* (2002) e estas estão listadas abaixo:

- Utilizar o ^{46}Sc como radionuclídeo, por possuir meia-vida e energia adequados aos testes;
- Dentre os tamanhos avaliados (2,54cm x 2,54cm, 3,80cm x 3,80cm e 5,00cm x 5,00cm), utilizar um cristal cintilador de 5cm x 5cm, por ser o mais eficiente;
- Três detectores por plano são suficientes para obter-se uma precisão adequada e, quanto mais planos de detectores houver, melhor a precisão do estudo. Entretanto, o custo aumenta de maneira proporcional à quantidade de detectores.

Diversos sistemas químicos foram estudados utilizando a técnica CARPT ao longo dos anos, dentre eles: reator de leito fluidizado gás-sólido (LIN *et al.*, 1985); coluna de bolhas (DEVANATHAN *et al.*, 1990; RADOS *et al.*, 2005; MOSOROV e ABDULLAH, 2011; MOSOROV, 2015); tanques de agitação (RAMMOHAN *et al.*, 2001; GUHA *et al.*, 2007); *riser* gás-sólido (ROY *et al.*, 2002; BHUSARAPU *et al.*, 2005), misturador-V (DOUCET *et al.*, 2008) e tanques misturadores rápidos (VIEIRA, 2009; VIEIRA *et al.*, 2014). As metodologias aplicadas a estes estudos possuem diferenças entre si, incluindo variações na quantidade de detectores de radiação utilizados, que variou entre quatro e quinze.

De acordo com a literatura consultada, SHEHATA (2005) realizou o primeiro trabalho que aplicou a técnica CARPT a reatores nucleares. Neste trabalho, foi desenvolvida uma metodologia para analisar a dinâmica de esferas de combustível nuclear no interior de um reator nuclear de leito de esferas, que utilizou três detectores de radiação em um plano XY mais um outro posicionado sobre uma plataforma móvel, possibilitando movimentações ao longo do eixo Z. Também estudando reatores nucleares, KHANE *et al.* (2017) avaliaram a possibilidade de representação de um reator modular de leito de esferas como um leito compacto e estático, utilizando um *setup* experimental de recirculação contínua de esferas com um arranjo de dezesseis detectores cintiladores

de NaI. YADAV (2019) investigou, utilizando oito detectores de radiação, a dinâmica de fluxos bifásicos em movimentos convectivos para uma seção de teste com diferentes arranjos de varetas aquecidas, que simulava o comportamento dos fluidos em um reator nuclear do tipo BWR (*Boiling Water Reactor*).

5 FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA

Nesta seção são abordados, a nível introdutório, os principais conceitos relacionados ao contexto em que se insere este trabalho e à sua metodologia, de maneira a tornar mais fácil a compreensão das informações nele contidas.

5.1 METROLOGIA DE FÓTONS

5.1.1 Interação de fótons com a matéria

Fótons fazem parte (juntamente com os nêutrons) do grupo de radiações indiretamente ionizantes, radiações sem carga elétrica que transferem sua energia de maneira individual para elétrons que irão provocar ionizações. Podem percorrer expressivas distâncias em um meio material sem sofrer qualquer tipo de interação, devido a seu caráter ondulatório e à ausência de carga e de massa de repouso. Interações de fótons com a matéria são processos de natureza aleatória que alteram a direção do fóton incidente e/ou sua energia. Para este tipo de radiação, são três os modos mais relevantes de interação: absorção fotoelétrica, espalhamento Compton e produção de pares (TAHUATA *et al.*, 2014).

5.1.1.1 Absorção fotoelétrica

A absorção fotoelétrica, representada na Figura 1, caracteriza-se pela transferência de toda a energia do fóton a um único elétron do núcleo atômico. O fóton, então, deixa de existir e o elétron é ejetado de sua órbita com uma energia cinética bem definida,

equivalente à diferença entre a energia cinética do fóton incidente e a energia de ligação deste elétron. É a interação predominante para fótons com baixa energia cinética e meios materiais compostos por elementos de elevado número atômico. Sua probabilidade de ocorrência é diretamente proporcional ao número atômico; inversamente proporcional à energia cinética do fóton e é maior para os elétrons com maior energia de ligação, principalmente elétrons das camadas K, L e M (KNOLL *et al.*, 2010).

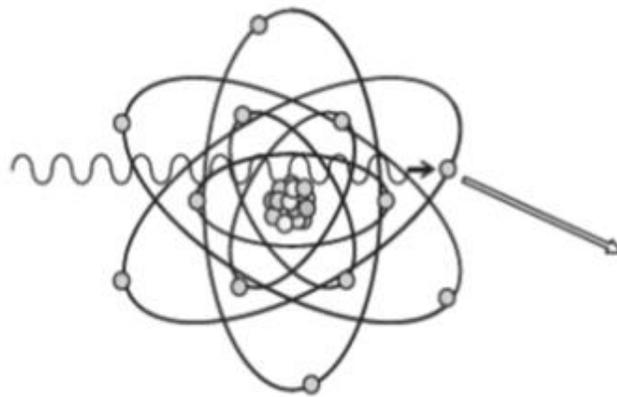


Figura 1: Representação do processo de absorção fotoelétrica.
Fonte: adaptado de TAHUATA *et al.* (2014).

5.1.1.2 Espalhamento Compton

No espalhamento Compton, representado na Figura 2, o fóton colide com um elétron de baixa energia de ligação. O fóton, então, perde parte de sua energia e continua existindo dentro do material, sofrendo alteração na direção de sua trajetória. Esta transferência de energia é influenciada pela direção do elétron incidente que, por ser aleatória, faz com que a partir de um fóton com energia fixa possam surgir elétrons com variados valores de energia. Sua probabilidade de ocorrência é diretamente proporcional à energia do fóton e inversamente proporcional à razão entre a energia de ligação do elétron e a energia do fóton (KNOLL *et al.*, 2010).

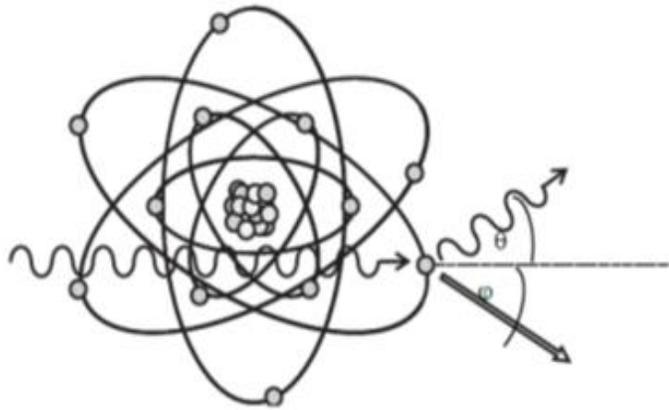


Figura 2: Representação do processo de espalhamento Compton.
Fonte: adaptado de TAHUATA *et al.* (2014).

5.1.1.3 Produção de pares

A produção de pares, representada na Figura 3, é observada quando um fóton com energia maior que $1,022\text{MeV}$ move-se próximo a um núcleo de elevado número atômico e interage com o forte campo elétrico deste núcleo. O fóton, então, deixa de existir e a partir dele surge um par elétron-pósitron, com ambas as partículas transferindo energia cinética para o meio. O pósitron do par recombina-se com um elétron disponível no meio e desta recombinação surgem dois fótons com a energia de 511keV cada um. É a interação predominante para fótons com alta energia cinética (KNOLL *et al.*, 2010).

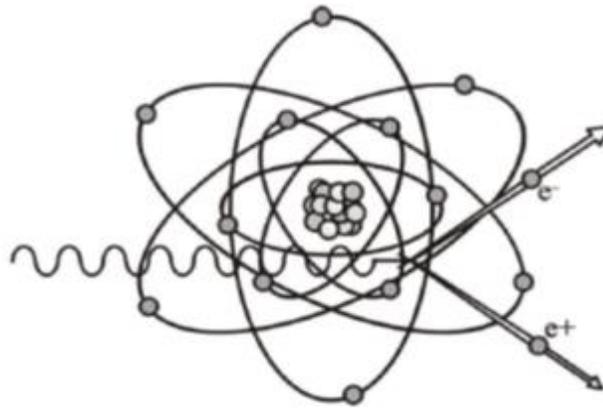


Figura 3: Representação do processo de produção de pares.
 Fonte: adaptado de TAHUATA *et al.* (2014).

5.1.2 Atenuação de fótons

Parte do feixe de fótons que incide em um material com alguma espessura interage com este através dos processos descritos na seção 5.1.1 (absorção fotoelétrica, espalhamento Compton e produção de pares). O restante do feixe de fótons, caso o material não seja suficientemente espesso para interagir com todo o feixe, atravessa o material sem sofrer interações. Esta atenuação (ou blindagem) da intensidade de um feixe de fótons monoenergético é função da energia do feixe e da natureza e espessura do material utilizado como blindagem, podendo ser calculada através da Equação 1 (TAHUATA *et al.*, 2014):

$$I = I_0 * e^{-\mu x} \quad (\text{Eq. 1})$$

Onde:

I = intensidade da radiação que emerge do material;

I_0 = intensidade da radiação que incide no material;

μ = coeficiente de atenuação linear total [cm^{-1}];

x = espessura do material da blindagem [cm].

O coeficiente de atenuação linear pode ser obtido através de outra grandeza, o coeficiente de atenuação mássico, cuja unidade é g/cm^2 . Este coeficiente é utilizado em situações onde é mais conveniente expressar a atenuação em função da massa do meio material atravessado pelo feixe de fótons do que expressar a atenuação em função da distância percorrida. Seus valores são tabelados, obtidos em função dos valores de energia do fóton e de densidade do material e podem ser consultados em bases de dados específicas. Para obter-se o valor de coeficiente de atenuação linear através do coeficiente de atenuação mássico, basta multiplicar o valor deste último pela densidade do material analisado (ALBUQUERQUE, 2014).

A principal aplicação da atenuação de fótons (assim como de qualquer outro tipo de radiação ionizante) é nos estudos de proteção radiológica, nos quais busca-se determinar materiais, definindo sua natureza e espessuras, que irão introduzir um fator de segurança em situações em que se opera com fontes de radiação intensas ou elevados níveis de radiação (TAHUATA *et al.*, 2014).

5.1.3 Detecção de fótons

De maneira geral, um detector de radiação é considerado apropriado quando é capaz de indicar a presença da radiação desejada e quando as medições que realiza apresentam valores adequados para determinadas propriedades, dentre elas (TAHUATA *et al.*, 2014):

- Repetitividade: capacidade do detector de fornecer indicações muito próximas entre si, em medições sucessivas sob as mesmas condições;
- Reprodutibilidade: grau de concordância entre resultados das medições de um detector para um mesmo mensurando, em medições realizadas sob condições variadas;

- Estabilidade: capacidade do detector de manter constantes suas características de medição ao longo do tempo;
- Exatidão: grau de concordância entre os resultados das medições de um detector e o valor verdadeiro (ou valor de referência);
- Precisão: grau de concordância entre os resultados das medições de um detector;
- Sensibilidade: quociente entre a variação da indicação em um detector e a correspondente variação da grandeza medida;
- Resolução: menor variação da grandeza medida que causa variação perceptível na indicação do detector, que representa a capacidade de distinguir entre duas medições com valores próximos;
- Eficiência: capacidade de converter os estímulos recebidos pelo detector em sinais de medição.

Para um detector ser utilizado especificamente como um detector de fótons, este deve funcionar como um meio de conversão no qual feixes de fótons incidentes no detector interajam gerando elétrons com uma probabilidade razoável e, também, deve ser capaz de detectar estes elétrons gerados pelo feixe. Além disso, o ideal é que o detector seja grande o suficiente para que a fuga de elétrons seja menos significativa (KNOLL, 2010).

5.1.3.1 Detector cintilador de NaI

Detectors cintiladores baseiam-se na transformação da energia cinética da radiação analisada em luz visível e detectável por meio da absorção dessa radiação por um material cintilador. Estes detectores são compostos, basicamente, do material cintilador e de uma válvula fotomultiplicadora (Figura 4), que converte a luz emitida pelo material cintilador em sinais elétricos proporcionais à energia do fóton incidente para, em seguida, processar estes sinais elétricos em um sistema de espectroscopia ou contagem. Nestes sistemas, são gerados espectros nos quais relaciona-se a energia do fóton incidente e a quantidade de fótons incidentes com esta energia. Desta forma, pode-se observar nestes espectros as energias de fótons mais presentes em uma dada medição, em regiões chamadas de fotopicos (TAHUATA *et al.*, 2014).

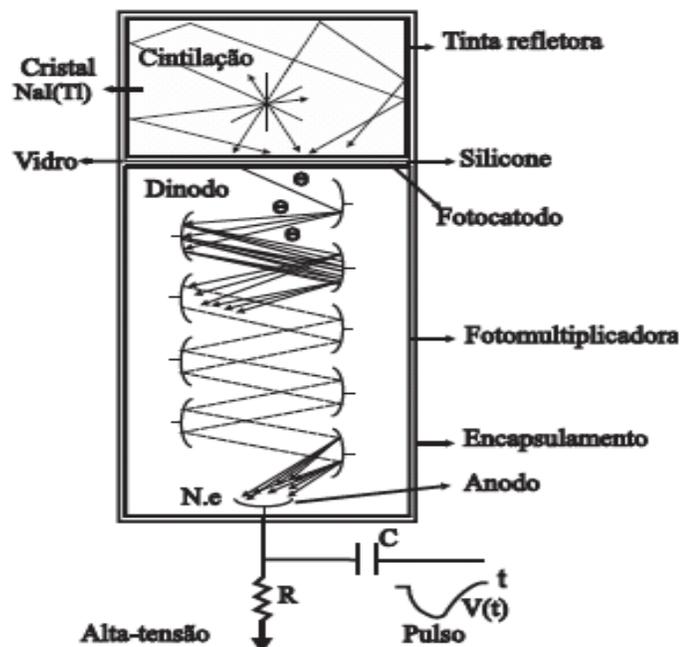


Figura 4: Representação de um detector cintilador.
Fonte: TAHUATA *et al.* (2014).

O iodeto de sódio ativado com tálio – NaI(Tl) – é um dos materiais cintiladores mais amplamente utilizados na detecção de fótons, devido às seguintes características (AIEA 1990, TAHUATA *et al.*, 2014):

- boa eficiência de absorção de fótons;

- elevada eficiência intrínseca;
- resposta linear em um extenso intervalo de energia;
- disponibilidade em tamanhos grandes;
- fácil usinagem.

Em contrapartida, este material possui baixa resolução quando comparado a um detector semicondutor e possui a característica de absorver água (material higroscópico), o que pode ser efeito minimizado através do encapsulamento do cristal de NaI(Tl) com uma fina camada de alumínio.

5.2 SEGURANÇA DE REATORES NUCLEARES

Acredita-se que a energia nuclear possa ser utilizada para atender à crescente demanda mundial por energia de maneira segura, economicamente viável e com o mínimo de impacto ao meio-ambiente. Para isso, é necessário o desenvolvimento de novos sistemas de geração que vão substituir as plantas atuais a partir do momento estas sejam descomissionadas. Neste contexto, estabeleceu-se um esforço cooperativo internacional para determinar as diretrizes do desenvolvimento desta próxima geração de reatores nucleares. A principal definição elaborada é a de que projetos de novos reatores precisam alcançar determinados objetivos que se dividem em quatro grandes áreas: sustentabilidade; economicidade; segurança e confiabilidade e resistência à proliferação e proteção física (GIF 2002).

Após o acidente na usina nuclear japonesa de Fukushima Daiichi em 2011, foram desenvolvidos estudos com foco em segurança e confiabilidade com o objetivo de determinar diretrizes a serem seguidas em projetos de novos reatores nucleares, de maneira a evitar que acidentes como o de Fukushima aconteçam novamente (GIF 2018). Uma destas diretrizes é a ampliação do uso dos já existentes sistemas passivos de segurança, que funcionam por meio de fenômenos físicos naturais como a

gravidade e a circulação natural de líquidos e gases - sem a necessidade de acionamento por dispositivos elétricos - e diminuem eventuais intervenções humanas (sujeitas a falhas) na operação (ABEN 2014).

5.2.1 Reatores de potência e reatores de pesquisa

Reatores de pesquisa têm por função principal servir como uma fonte de nêutrons a ser utilizada em pesquisas, educação e treinamento, em oposição aos reatores de potência, cuja função é gerar eletricidade. Os reatores de pesquisa geram potências inferiores aos reatores de potência, operam em temperaturas mais baixas, utilizam menos combustível nuclear e geram menos produtos de fissão durante sua operação. Em contrapartida, é necessário um enriquecimento mais elevado do urânio utilizado na fabricação do combustível destes reatores (AIEA, 2016b).

Existem diversos tipos de reatores de pesquisa, com diferentes níveis de potência, propostas de uso, aspectos estruturais, entre outras características. BRYNDA *et al.* (1978) apresentaram uma categorização dos reatores de pesquisa de acordo com suas características gerais, conforme a Tabela 1. Dentre eles o projeto mais comum, devido à sua segurança, facilidade de operação e versatilidade, é o do reator tipo piscina, no qual o reator opera inserido em uma grande piscina com água. A Figura 5 mostra um reator do tipo piscina, o OPAL (*Open Pool Australian Lightwater*) (KIM, 2016).

Tabela 1: Categorias de reatores de pesquisa.

Categoria	Tipo
I	Unidades críticas
II	Reatores refrigerados a água e sistema primário de refrigeração fechado
III	Reatores tipo piscina
IV	Reatores refrigerados a metal líquido
V	Reatores transientes
VI	Reatores moderados a grafite e refrigerados a ar

Fonte: BRYNDA et al. (1978).

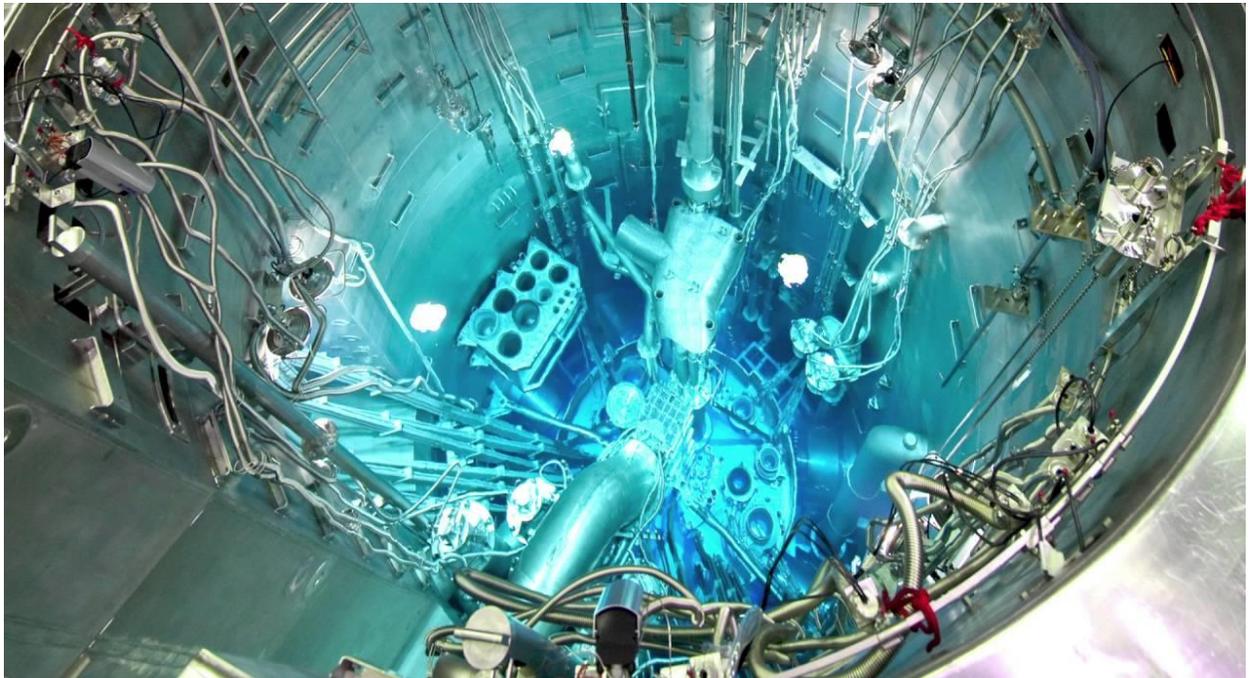


Figura 5: Reator de pesquisa OPAL.

Fonte: ANSTO (2020).

Apesar das características de operação dos reatores de pesquisa representarem um risco menor, é necessário que os padrões de segurança adotados em reatores de potência sejam aplicados a estes reatores, com as devidas adequações (KIM, 2016).

5.2.2 Sistemas de segurança em reatores de pesquisa

Os requisitos básicos de segurança aos quais um reator de pesquisa precisa atender estão listados a seguir (AIEA, 2016B):

- Desligamento do reator e manutenção de uma condição segura de desligamento para qualquer estado operacional ou condição de acidente;
- Remoção adequada do calor residual depois de ocorrido um desligamento, mesmo que seja numa situação de acidente;
- Contenção dos materiais radioativos para minimizar sua liberação para o ambiente externo.

No sentido de atender a estes requisitos básicos, alguns dos sistemas de segurança que podem ser encontrados em reatores de pesquisa são os seguintes (ANSTO, 2020):

- Blindagem da radiação por meio de uma grande coluna d'água;
- Sistema passivo de inserção de barras de controle para desligamento do núcleo do reator;
- Sistema de retenção de material radioativo;
- Circulação forçada de água durante a operação;
- Sistema passivo de circulação natural para remoção de calor residual.

5.2.3 Sistema passivo de circulação natural

O fenômeno da circulação natural, no qual há transferência de massa e calor por convecção natural entre dois pontos em um sistema fechado, é governado pelas forças

gravitacionais e ocorre pela diferença entre as densidades que se forma entre as camadas quentes e frias em um fluido. A circulação natural é estabelecida quando há uma fonte quente que cede calor ao fluido, fazendo com que esta camada de fluido diminua sua densidade e inicie um movimento ascendente até que encontre uma fonte fria, que vai remover calor do fluido, aumentar a densidade desta camada e fazer com que esta se mova para baixo, formando ciclo repetitivo conforme mostrado na Figura 6. Vale ressaltar que esta circulação de fluido não necessita de qualquer maquinário (como bombas, por exemplo) para ocorrer, as forças gravitacionais são as responsáveis por estes movimentos (OLIVEIRA, 2012).

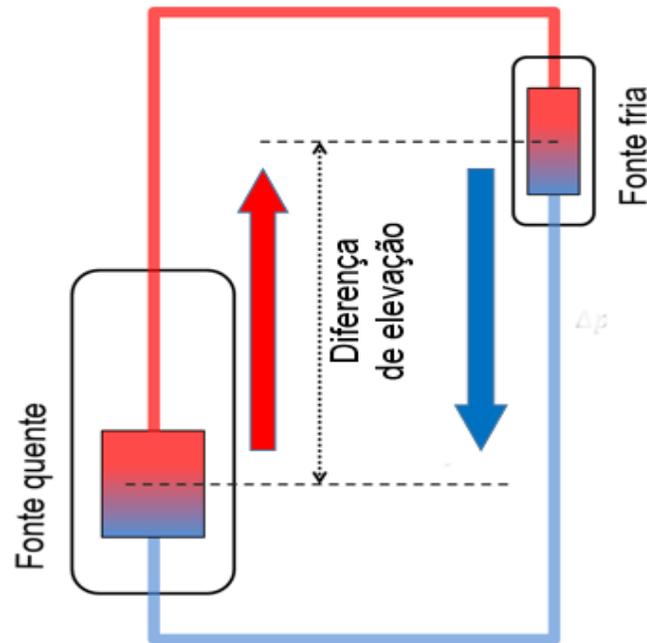


Figura 6: Circulação natural em um circuito fechado.
Fonte: Adaptado de CONNOR (2019).

Em um reator do tipo piscina, está prevista a utilização da circulação natural para os canais de refrigeração do núcleo em caso de perda da circulação forçada realizada pelas bombas ou de desligamento do reator. Nestes casos, a grande coluna d'água da piscina (fonte fria) remove o calor residual resultante do decaimento dos produtos de fissão gerados no núcleo do reator (fonte quente), sendo este o sistema de segurança passivo de circulação natural (VIJUK e BRUSCHI, 1988).

5.3 O RMB

O RMB, projeto iniciado em 2010 pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), será um reator de pesquisa do tipo piscina aberta similar ao reator OPAL. Com uma potência térmica máxima de 30MW e capacidade de fluxo de nêutrons térmicos e rápidos acima de 2×10^{14} n/cm²*s, este reator será formado por um núcleo (com todas as suas estruturas) inserido em uma estrutura de seção retangular chamada “chaminé” que, por sua vez, ficará localizada em uma piscina de água leve desmineralizada (PERROTTA e OBADIA, 2012).

Os elementos combustíveis do núcleo serão do tipo MTR (*Material Testing Reactor*), cuja tecnologia de fabricação foi desenvolvida pelo Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN). Os elementos serão envolvidos por um refletor contendo canais com água pesada para produção de radionuclídeos e canais com berílio e água leve para teste de material combustível. Durante operação normal, o resfriamento do reator será feito por circulação forçada de água leve desmineralizada, bombeada através de canais tubulares no núcleo no sentido ascendente e passando, em seguida, por um trocador de calor antes de retornar ao núcleo. A piscina de água leve (que durante operação normal já atua removendo calor da parte externa do núcleo) removerá calor residual no caso do desligamento do reator que, salvo caso excepcional, ocorrerá por meio da inserção de barras de segurança e controle ou por meio da remoção da água pesada do tanque refletor (PERROTTA e OBADIA, 2012).

5.3.1 Relevância do projeto

Existem quatro reatores de pesquisa no Brasil:

- IEA-R1 – reator do tipo piscina com potência máxima de 5MW;

- IPR-R1 – reator do modelo TRIGA Mark I com potência máxima de 100kW;
- Argonauta – reator do tipo Argonaut com potência máxima de 500W;
- IPEN/MB-01 – instalação crítica de 100W.

Entretanto, estes reatores possuem capacidade limitada ou são inadequados para a produção regular de radionuclídeos. Apenas O IEA-R1 possui esta capacidade limitada de produção e está em operação há mais de 60 anos, o que traz preocupações sobre a situação do fornecimento de radionuclídeos utilizados em medicina nuclear, como o ^{99}Mo , que atualmente já precisa ser importado e, portanto, está sujeito a flutuações na oferta que podem afetar seriamente os serviços de medicina nuclear do país. Ao mesmo tempo, é esperado que o Plano Nacional de Energia 2050 (PNE 2050) consolide um aumento na demanda por geração termonuclear de energia e isso implica, conseqüentemente, numa maior demanda por atividades de pesquisa e desenvolvimento para suporte às estas operações de geração de energia (PERROTTA e OBADIA, 2012).

Este cenário serviu como base para a CNEN decidir iniciar o projeto do RMB, que terá como funções principais a produção de radionuclídeos para aplicações médicas e industriais, a realização de testes de irradiação de materiais e de combustíveis nucleares e a utilização de feixes de nêutrons para ativação de materiais e pesquisa, além de treinamento e capacitação de pessoal (PERROTTA *et al.*, 2017).

5.3.2 Cronograma estimado

Um cronograma resumido, baseado numa apresentação realizada por OBADIA (2018) e que contém as principais etapas de implementação do projeto do RMB, encontra-se na Figura 7.

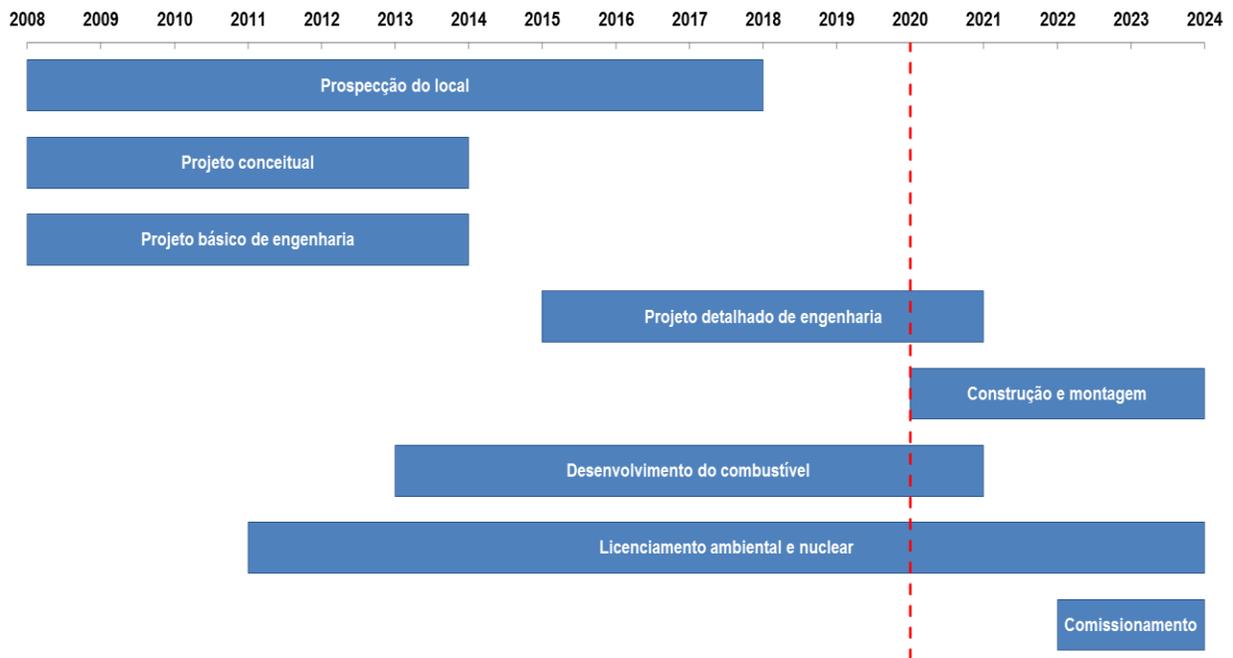


Figura 7: Cronograma estimado para as principais etapas do projeto do RMB.
 Fonte: adaptado de OBADIA (2018).

Os status das etapas em andamento e das etapas previstas para o projeto são os seguintes (OBADIA, 2018):

- Projeto detalhado de engenharia:
 - em 16 de maio de 2017, foi assinado o Acordo de Parceria Técnica por meio do qual a empresa Amazul passou a ter o papel de co-executora das etapas de implementação do empreendimento;
 - em 21 de dezembro de 2017, foi assinado o contrato com a empresa argentina INVAP (*Investigación Aplicada*), com prazo de execução de 24 meses;
 - em 2018, foi iniciado o projeto detalhado de engenharia do reator pelas equipes da CNEN e da Amazul;

- os próximos passos são continuar as atividades do projeto detalhado de engenharia do reator e contratar os projetos detalhados da administração, da infraestrutura e dos laboratórios.
- Construção e montagem:
 - etapa prevista para ser iniciada em 2020.
- Desenvolvimento do combustível:
 - em 8 de dezembro de 2016, foi realizada a adequação de uma linha exclusiva de enriquecimento isotópico de urânio a 20% para atendimento ao RMB no Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo (CTMSP);
 - em 31 de agosto de 2017, foi realizada a adequação do Centro de Combustível do IPEN para atendimento ao RMB;
 - o próximo passo é realizar o comissionamento do novo núcleo do IPEN/MB-01, que vai simular a física de nêutrons do núcleo do RMB. A montagem deste novo núcleo foi realizada no final de 2018 (IPEN, 2018b).
- Licenciamento ambiental:
 - em maio de 2015, foi emitida pelo IBAMA a Licença Prévia (LP) para RMB;
 - em 2019, foi emitida, também pelo IBAMA, a Licença de Instalação (LI) (CNEN, 2020);
 - o próximo passo é implementar os programas ambientais exigidos.
- Licenciamento nuclear:

- em janeiro de 2015, foi emitida pela Comissão Deliberativa da CNEN a Licença de Aprovação do Local;

 - no dia 13 de dezembro de 2018 foi entregue o Relatório Preliminar de Análise de Segurança (RPAS) do RMB (CNEN, 2018);

 - o próximo passo é obter a Licença de Construção.
- Comissionamento:
 - etapa prevista para ser iniciada em 2022.

5.4 O CÓDIGO MCNP

MCNP é um código de transporte de partículas radioativas baseado no método Monte Carlo, que pode ser utilizado em análises do transporte de nêutrons, fótons, elétrons ou de qualquer combinação entre estes. Para utilizá-lo, o usuário monta um arquivo de entrada com formato e comandos próprios do MCNP e que contém, entre outras, as seguintes informações sobre o problema a ser analisado (LANL, 2008):

- especificação da geometria;
- descrição dos materiais;
- localização e características da fonte radioativa;
- tipo de resposta desejada (*tally*);

5.4.1 O método Monte Carlo

Monte Carlo pode ser definido como o método para obtenção de estimativas da solução de problemas matemáticos por meio de números aleatórios, de maneira análoga a repetidos lançamentos de dados em um cassino - daí o nome “Monte Carlo”. Nele, são simulados sequencialmente e por um grande número de vezes cada um dos tipos de eventos probabilísticos compreendidos em um problema, de maneira a obter a distribuição de probabilidades e, assim, conseguir descrever o fenômeno simulado como um todo. É aplicável a problemas que não possam ser resolvidos adequadamente por meio de algoritmos que utilizem o método determinístico, como problemas que envolvam a interação da radiação com a matéria (DIAGO, 2005).

Para problemas de transporte de partículas radioativas, o método Monte Carlo reproduz os fenômenos de maneira fiel, como um “experimento teórico”. Consiste em acompanhar individualmente toda a trajetória de diversas partículas saindo da fonte até que sejam eliminadas do sistema por absorção ou escape, por exemplo. A distribuição de probabilidades é obtida aleatoriamente por meio de dados de transporte para determinar o fenômeno mais provável para cada partícula em cada etapa de sua trajetória (SILVA, 2016).

As metodologias de LARACHI *et al.* (1994), ROY *et al.* (2002) e DOUCET *et al.* (2008) para calibração da técnica CARPT utilizam um método Monte Carlo que estima a eficiência de um detector determinando o ângulo sólido em relação a cada detector individualmente, por meio da geração de grandes quantidades de eventos aleatórios de emissão de fótons na direção de cada detector. De maneira diferente, o código MCNP permite a geração de eventos de emissão de fótons por todo o volume, não se limitando apenas a um ângulo sólido, e torna possível obter as contagens em todos os detectores simultaneamente para determinada posição. Além disso, o código MCNP em suas versões mais recentes inclui todas os mecanismos relevantes de interação de fótons

com a matéria, o que o torna mais fiel ao que seria observado experimentalmente (MOSOROV e ABDULLAH, 2011).

5.4.2 Arquivos de entrada MCNP

O principal arquivo de entrada fornecido pelo usuário é o arquivo “INP”, que contém as informações necessárias para descrever o problema (geometria, materiais, *tallies*, etc.). Sua estrutura está representada na Figura 8 (SHULTIS e FAW, 2006).

Bloco de mensagens	(Opcional)
Linha em branco – delimitador	(Opcional)
Cartão de título	
Cartões de células	
•	
•	
Linha em Branco – delimitador	
Cartões de superfícies	
•	
•	
Linha em branco – delimitador	
Cartões de dados	
•	
•	
Linha em branco – finalizador	(Recomendado)
Qualquer outro cartão	(Opcional)

Figura 8: Estrutura do arquivo de entrada “INP” do código MCNP.
Fonte: adaptado de SHULTIS e FAW, 2006.

Cada linha de código (que pode conter até 80 caracteres) é denominada “cartão”, em referência à época em que as instruções computacionais de entrada eram realizadas através de cartões perfurados. As partes do código que são obrigatórias para sua execução são os cartões de título, de células, de superfícies e de dados, além das linhas em branco utilizadas como um delimitador de seção. Antes destas partes, pode-

se incluir um bloco de mensagens que vai fornecer ao MCNP uma mensagem de execução; posteriormente a elas, recomenda-se a utilização de uma linha em branco que serve como finalizador e pode-se incluir outros comandos. O cartão de título, uma das partes obrigatórias, consiste em uma linha de código com até 80 caracteres (podendo ficar em branco) geralmente utilizados para descrever o problema proposto (LANL, 2008).

5.4.2.1 Cartões de células

São utilizados para dividir o espaço do problema em formas geométricas tridimensionais, no sistema cartesiano, que vão servir para que o MCNP possa rastrear as partículas em suas trajetórias na geometria. São compostos por um número de célula, por um número de matéria, pela densidade do material e pelas operações de interseção, união e complementos entre as superfícies que compõem a célula em questão (LANL, 2008).

5.4.2.2 Cartões de superfícies

São utilizados para construir as superfícies que formam as células. Cada superfície divide todo o espaço em duas regiões: uma com sentido positivo em relação à superfície e outra com sentido negativo. A célula, então, é formada por meio de operações de interseção, união e/ou complementos das regiões descritas. São compostos por um número de superfície, por um mnemônico alfabético que representa o tipo da superfície e pelos números que formam a equação da superfície (LANL, 2008).

5.4.2.3 Cartões de dados

São utilizados para definir praticamente todas as características do problema que não sejam relacionadas à sua geometria. As principais especificações realizadas neste conjunto de cartões são as seguintes (SHULTIS e FAW, 2006):

- **especificações dos materiais:** atribui um número único e descreve a composição isotópica do material (a densidade do material é definida na seção de cartões de células, de maneira a permitir que um mesmo material possa ser utilizado em diferentes células);
- **especificações da fonte:** descreve, dentre outras características, a localização cartesiana, a energia e tipo de partícula radioativa emitida pela fonte (nêutrons, fótons ou elétrons);
- **especificações de tally:** descreve o tipo de resposta que se deseja obter com a execução do código, tais como “corrente em uma superfície” (*tally* F1), “fluxo médio em uma superfície” (*tally* F2), “fluxo em um ponto ou anel” (*tally* F5) e “distribuição das alturas de pulso em uma célula” (*tally* F8);
- **especificações da duração da execução do código:** define a condição de parada para o código, podendo ser por número máximo de partículas emitidas (NPS) ou por tempo máximo de execução (CTME).

5.5 A TÉCNICA CARPT

Existem diversas técnicas para monitoramento de processos em unidades industriais, aplicadas com o objetivo de obter relevantes informações sobre a dinâmica de sólidos

e/ou fluidos no processo analisado. Cada uma destas técnicas possui características próprias, com vantagens e desvantagens dependendo da aplicação e pode-se dividi-las em dois grandes grupos: técnicas invasivas e técnicas não-invasivas (AIEA, 2008).

Técnicas invasivas são aquelas onde há a inserção de algum dispositivo no processo para monitoramento direto das variáveis desejadas, como sondas capacitivas e de fibra ótica. Estas técnicas são menos precisas devido à perturbação que causam no processo pela interação dos dispositivos de medição com o meio analisado (RASOULI, 2015).

Já as técnicas não-invasivas, preferencialmente utilizadas por não sofrerem deste efeito, podem ser classificadas em técnicas de tomografia e radiografia ou técnicas de velocimetria. Seus principais exemplos são (CHAOUKI *et al.*, 1997):

- Técnicas de tomografia e radiografia: tomografia computadorizada (CT) por transmissão de raios-X; CT por transmissão de fótons; radiografia por raios-X; tomografia e radiografia por transmissão de nêutrons; tomografia por emissão de pósitrons; tomografia por difração de raios-X; imageamento por ressonância magnética nuclear (NMR); imageamento por capacitância elétrica; tomografia ótica; tomografia por micro-ondas e tomografia ultrassônica.
- Técnicas de velocimetria: rastreamento de partícula emissora de pósitrons (PEPT); rastreamento computadorizado de partícula radioativa (CARPT ou RPT); cinematografia; anemometria Doppler por laser; velocimetria por imagem de partícula (PIV) e velocimetria fluorescente por imagem de partícula (FPIV).

Quando deseja-se obter parâmetros da dinâmica de sólidos ou fluidos em um processo, as técnicas de velocimetria são as mais adequadas. Fluxos em reservatórios opacos ou com presença de bolhas, que são observados em um grande número de equipamentos industriais, impossibilitam o uso de técnicas por imagem (técnicas óticas). Dentre as técnicas de velocimetria listadas, apenas PEPT e CARPT não são técnicas óticas de

rastreamento, o que faz delas adequadas para serem aplicadas em uma ampla gama de processos industriais (CHAOUKI *et al.*, 1997).

A técnica CARPT, objeto de estudo deste trabalho, baseia-se na detecção e na contagem de fótons emitidos por uma partícula radioativa que acompanha o movimento da fase analisada, de modo a reconstruir sua trajetória. A partícula é construída de maneira a possuir tamanho, densidade, forma e flutuabilidade similares aos das partículas que compõem esta fase. A detecção destes fótons é feita com detectores cintiladores dispostos em um arranjo externo ao processo e sofre influência, principalmente, da distância entre a partícula radioativa e o detector; da atenuação provocada pelo meio material que existe entre eles e das propriedades inerentes ao detector (AIEA, 2008).

A trajetória reconstruída do radionuclídeo é utilizada para estimar, por exemplo, os campos de velocidade, os perfis de concentração e os parâmetros de turbulência para o processo estudado (RADOS, 2005). De maneira ilustrativa, a Figura 9 mostra exemplos de campos de velocidades obtidos a partir de medições realizadas com a técnica CARPT.

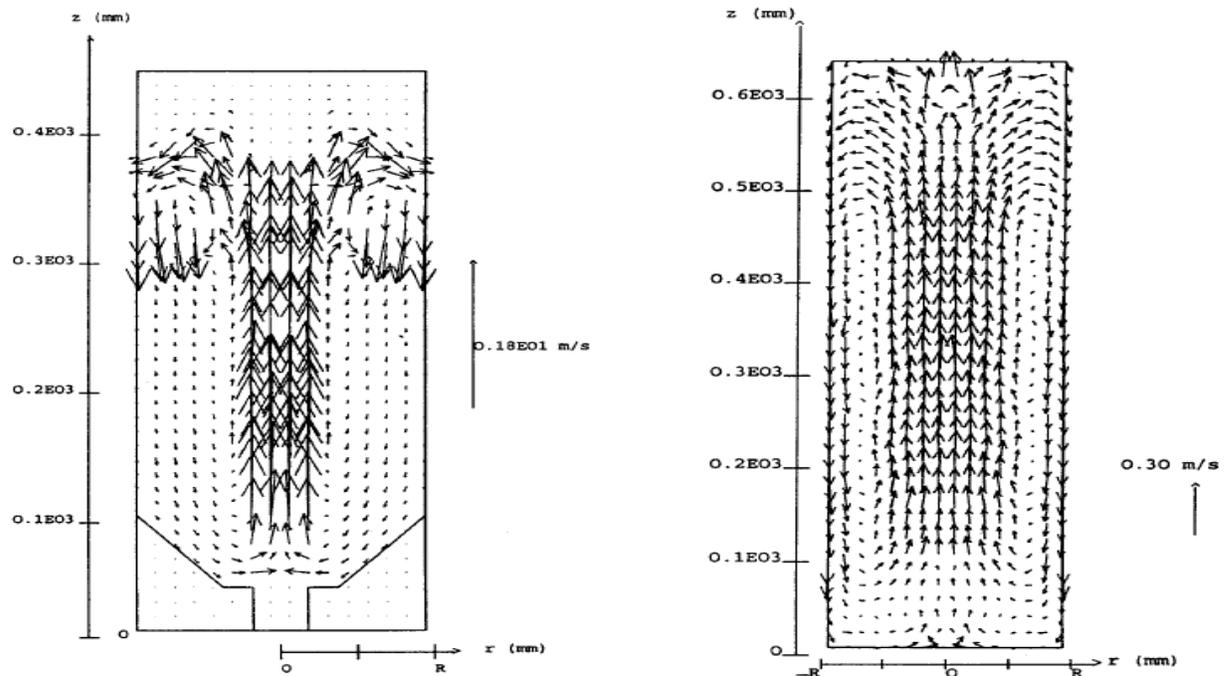


Figura 9: Exemplos de campos de velocidades obtidos com a técnica CARPT para um reator do tipo *gas spouted bed* (esq.) e para um reator do tipo leito fluidizado (dir.).
Fonte: CHAOUKI *et al.* (1997).

5.6 A METODOLOGIA CARPT DE VIEIRA (2009)

De maneira geral, as metodologias para aplicação da técnica CARPT consistem em três etapas (MOSOROV, 2015):

- calibração prévia da técnica, por meio do posicionamento (real ou simulado) da partícula radioativa em diversas posições conhecidas do sistema avaliado e da posterior associação empírica destas posições aos valores de contagens registrados nos detectores, criando um mapa de contagens;
- execução do experimento, por meio do registro das contagens ao longo do tempo para uma trajetória livre da mesma partícula acompanhando a fase monitorada no sistema;

- reconstrução da trajetória da partícula, por meio de um algoritmo de reconstrução que vai determinar, com base no mapa de contagens gerado na etapa de calibração, a posição associada com o valor de contagem mais próximo ao do valor registrado no experimento para cada intervalo de tempo.

Para a aplicação destas metodologias, geralmente utiliza-se oito ou mais detectores cintiladores, à exceção caso de SHEHATA (2005), que utilizou três detectores de radiação em um plano XY mais um outro posicionado sobre uma plataforma móvel, possibilitando movimentações ao longo do eixo Z.

VIEIRA (2009) propõe uma metodologia que se diferencia das demais por utilizar apenas quatro detectores que não necessitam de um sistema de movimentação e também por eliminar a necessidade de calibração prévia. Esta foi a metodologia CARPT escolhida para ser utilizada neste estudo.

Em sistemas onde aplica-se a técnica CARPT, a distância entre as posições da partícula radioativa em relação ao centro da face de cada detector no espaço cartesiano equivale ao raio de uma esfera de centro coincidente com o centro da face do detector, conforme demonstrado na Equação 2. Com uma única equação (que corresponde fisicamente a um único detector), a posição da partícula em um determinado instante é indeterminada, pois ele pode estar em qualquer ponto da superfície esférica. Já para três detectores, as três esferas equivalentes interceptam-se em no mínimo dois pontos, ainda sendo necessário pelo menos um quarto detector para que haja apenas um ponto de interseção que representa a posição da partícula. Desta forma, pode-se concluir que quatro é o número mínimo de detectores para se reconstruir a trajetória de uma partícula radioativa em um sistema tridimensional utilizando a técnica CARPT (LIN *et al.*, 1985). Esta análise embasa a escolha de VIEIRA (2009) pelo uso de quatro detectores.

$$R^2 = (X_p - X_d)^2 + (Y_p - Y_d)^2 + (Z_p - Z_d)^2 \quad (\text{Eq. 2})$$

Onde:

R = distância entre as posições da partícula radioativa e do centro da face do detector;
 X_p , Y_p e Z_p = coordenadas da posição da partícula nos eixos X, Y e Z, respectivamente;
 X_d , Y_d e Z_d = coordenadas da posição do detector nos eixos X, Y e Z, respectivamente.

Na metodologia de VIEIRA (2009) a calibração deixa de ser realizada pois, ao invés de se realizar uma associação empírica entre a posição da partícula radioativa e as contagens nos detectores, aplica-se um algoritmo de reconstrução que recebe os dados do sistema estudado, realiza a discretização deste sistema em uma malha de *voxels* (Figura 10) e atribui a cada *voxel*, em função de sua posição relativa a cada detector, os parâmetros necessários para estimar a posição instantânea da partícula. (VIEIRA, 2009).

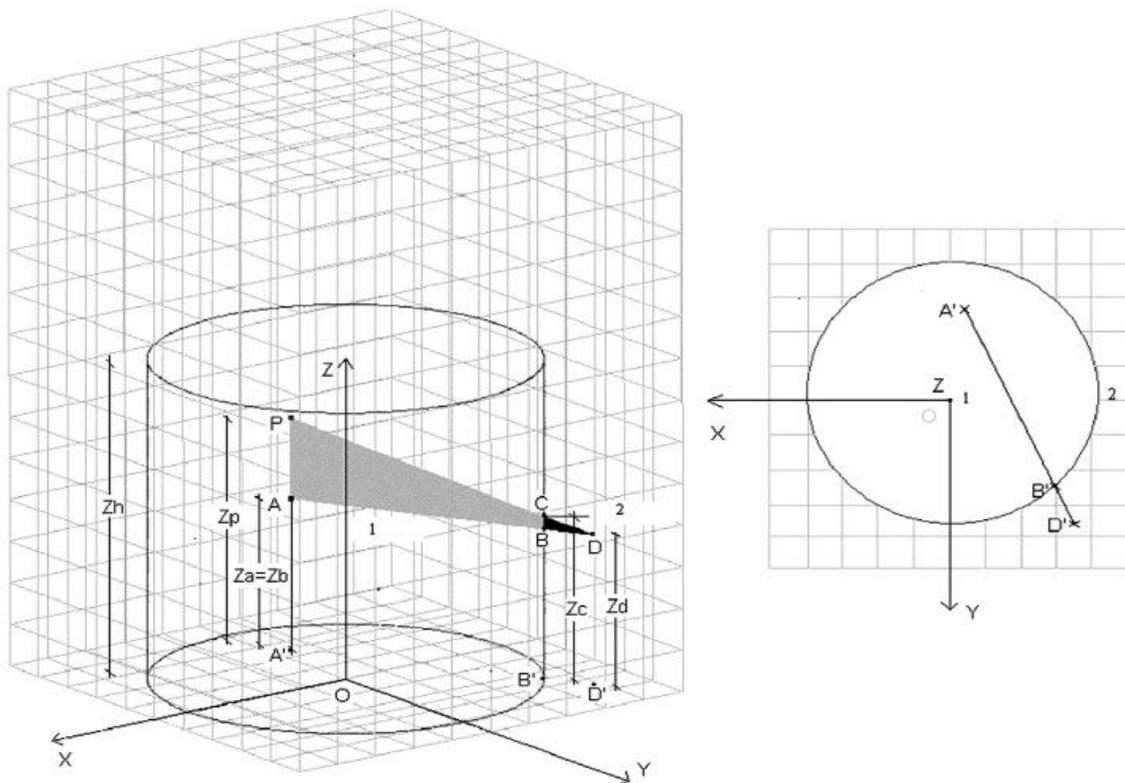


Figura 10: Representação da discretização do sistema CARPT na metodologia de VIEIRA (2009).
 Fonte: VIEIRA *et al.* (2014).

Em contrapartida, esta metodologia possui algumas limitações. Uma delas é o fato de que os cálculos realizados por seu algoritmo de reconstrução baseiam-se nos valores de contagens de fótons não espalhados que atingem apenas a face frontal do cristal do detector de radiação, negligenciando possíveis contribuições provenientes de fótons que atinjam o cristal por outra de suas superfícies. Isto implica na necessidade de utilizar material de blindagem adicional ao redor do detector, de maneira a diminuir a intensidade desta radiação incidente não direcionada à face frontal do cristal. Outra delas está no fato de que os quatro detectores utilizados na metodologia possuem posições cartesianas fixas no plano XY uma vez que seja determinada a distância entre a unidade industrial e os detectores, o que significa que o experimento realizado com esta metodologia, nos moldes atuais, permite apenas a alteração das coordenadas no eixo Z para estes detectores (VIEIRA, 2009).

Este algoritmo pode ser implementado em diversas linguagens de programação, tendo sido escolhida para este estudo a linguagem Octave, por ser de domínio público.

5.6.1 O algoritmo de reconstrução

O algoritmo de reconstrução desenvolvido por VIEIRA (2009) baseia-se na modelagem física do sistema e na incorporação de um algoritmo bayesiano de reconstrução de imagens, o algoritmo de Expectativa-Maximização (EM). O algoritmo de reconstrução possui flexibilidade para receber alterações e otimizações futuras em sua estrutura e em seus cálculos conforme sejam identificadas melhorias. Dito isso, uma representação atual de sua estrutura, com as principais etapas, é mostrada na Figura 11.

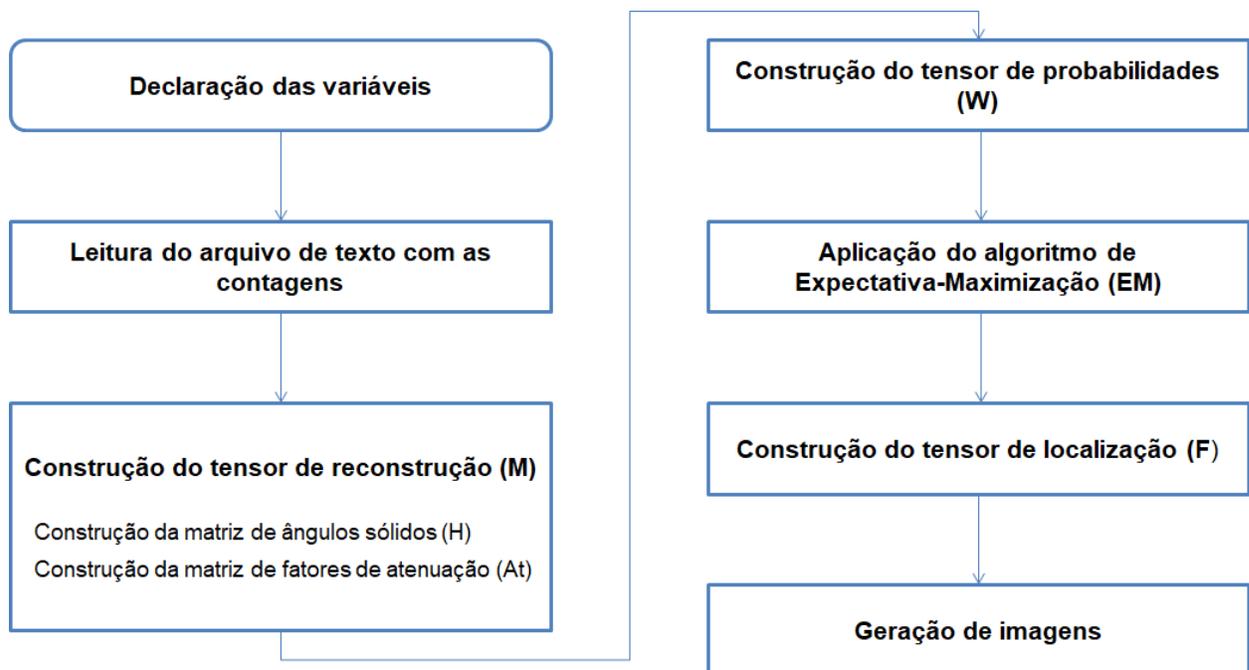


Figura 11: Estrutura do algoritmo de reconstrução de VIEIRA (2009).
Fonte: o autor (2020).

As principais etapas do algoritmo de reconstrução estão descritas a seguir (VIEIRA, 2009):

- **Declaração das variáveis:** nesta etapa são recebidas as variáveis necessárias à execução do código, referentes à geometria do sistema e dos detectores e às propriedades dos materiais utilizados;
- **Leitura do arquivo de texto estruturado com as contagens experimentais/simuladas:** o algoritmo realiza a busca por um arquivo de texto previamente organizado para extrair dele os valores das contagens simuladas ou experimentais em uma determinada configuração do sistema;
- **Construção do tensor de observação (tensor M):** o tensor M (tridimensional) discretiza o sistema CARPT e atribui a cada um dos *voxels* os parâmetros necessários à reconstrução. Seus valores são obtidos através da multiplicação entre os valores de ângulo sólido e de fator de atenuação estimados pelo

algoritmo, em função da posição relativa do *voxel* a cada detector. Para compreender seu significado físico pode-se considerar, por exemplo, que um detector envolvendo totalmente uma partícula radioativa no vácuo registraria, teoricamente, toda a radiação emitida por ela. Variações no ângulo sólido e nos fatores de atenuação, neste caso, contribuiriam para que diferentes valores de contagens fossem registrados;

- **Construção da matriz de ângulos sólidos (matriz H):** esta matriz contém os valores estimados para os ângulos sólidos subentendidos entre a posição do centro do *voxel* analisado e a face do detector. Seus valores são obtidos com base nas equações de OBLOZINSKY e RIBANSKY (1971) para cálculos de ângulo sólido entre fontes e detectores em formato de disco;
- **Construção da matriz de fatores de atenuação (matriz At):** esta matriz contém os valores estimados para os fatores de atenuação, em função do coeficiente de atenuação linear dos materiais e das respectivas distâncias que o fóton atravessaria em cada um deles no caminho entre o centro de um *voxel* e a face do detector analisado. Seus valores são obtidos através da Equação 3:

$$At = \prod_{i=1}^n e^{(-\mu_i * x_i)} \quad (\text{Eq. 3})$$

Onde:

At = fator de atenuação;

n = quantidade de materiais diferentes atravessados pelo fóton;

μ = coeficiente de atenuação linear do material [cm^{-1}];

x = espessura do material [cm].

- **Construção do tensor de probabilidades (tensor W):** o tensor W atribui a cada um dos *voxels* um fator de posição, que representa a probabilidade da partícula radioativa estar localizada em um determinado *voxel* no exato instante t do

rastreamento da partícula. Seus valores são obtidos através do cálculo da média dos erros entre valores experimentais e calculados de eficiência absoluta, para o conjunto dos quatro detectores (Equação 4);

$$W_j = \frac{\sum_{i=1}^m \left[\left(\frac{C_i}{Ativ} \right) - (M_j * prodec) \right]^2}{m} \quad (\text{Eq. 4})$$

Onde:

W_j = fator de posição para o j-ésimo *voxel*;

m = quantidade de detectores;

C_i = contagens no i-ésimo detector;

$Ativ$ = atividade experimental (ou simulada) [Bq];

M_j = valor do tensor M para o j-ésimo *voxel*;

$prodec$ = probabilidade de decaimento do radionuclídeo em função da energia.

- **Aplicação do algoritmo de Expectativa-Maximização (EM):** o algoritmo EM é um algoritmo iterativo que tem por objetivo obter a máxima probabilidade dos valores de contagens registrado nos detectores, em cada instante de tempo, corresponderem aos valores estimados de fótons não espalhados emitidos pela partícula posicionando-a em cada um dos *voxels* (valores estimados em função da atividade). Seus valores são obtidos com base nos fatores de posição representados pelos elementos do tensor W e nas contagens nos detectores, conforme mostrado na Equação 5;

$$f^{k+1} = f^k * (W)^T * \frac{C_i}{Wf} \quad k = 0,1,2 \dots \quad (\text{Eq. 5})$$

Onde:

f = valor esperado do número de fótons não espalhados emitidos pela partícula em função do detector;

W = tensor de probabilidades;

C_i = contagens no i -ésimo detector.

- **Construção do tensor de localização (tensor F):** o tensor F é construído para atribuir os valores esperados de número de fótons emitidos, calculados pelo algoritmo EM, a cada um dos *voxels* do sistema CARPT discretizado e, em seguida, encontrar o maior valor dentre os *voxels*. O *voxel* onde localiza-se o maior valor para este parâmetro determina o local onde a probabilidade de encontrar a partícula radioativa no instante t do rastreamento é máxima. Assim, o passo seguinte desta etapa do algoritmo é calcular as coordenadas cartesianas (X, Y e Z) deste voxel. Este processo é repetido a cada um dos intervalos de tempo t determinados;
- **Geração de imagens:** o algoritmo de reconstrução é capaz de gerar imagens (bidimensionais nos planos XY ou XZ e tridimensionais) dos campos de velocidades e de concentrações, através de cálculos envolvendo as coordenadas das posições previamente calculadas.

6 METODOLOGIA

A metodologia deste trabalho divide-se em quatro partes principais: a modelagem do sistema CARPT por meio do código MCNP (contendo a descrição das características do sistema, a escolha do radionuclídeo e a seleção dos detectores); as simulações em MCNP de uma trajetória para a partícula radioativa em diferentes configurações do sistema para obtenção de valores de contagens nos detectores; a execução do algoritmo de reconstrução para cálculo das coordenadas da trajetória originalmente simulada em função das contagens e uma análise comparativa entre as configurações estudadas (com discussão sobre os valores de eficiências e erros encontrados e sobre as diferenças entre as trajetórias simuladas e reconstruídas).

A versão do código MCNP utilizada foi a versão *Monte Carlo N-Particle eXtended* (MCNPX). As simulações e reconstruções foram processadas em dois computadores do tipo *notebook*, com as seguintes especificações:

- Processador *Intel Core i7-2637M*, com 4GB de memória RAM e sistema operacional *Windows 10 Home Edition* (64 bits);
- Processador *Intel Core i3-3100U*, com 4GB de memória RAM e sistema operacional *Windows 10 Home Edition* (64 bits);

6.1 MODELAGEM DO SISTEMA CARPT

6.1.1 Descrição do sistema

O sistema estudado, todo simulado e com algumas simplificações, é composto por uma representação do modelo do RMB construído no Laboratório de Termohidráulica

Experimental do IEN, por quatro detectores cintiladores de NaI e por uma partícula radioativa.

A estrutura do modelo físico do RMB é composta, basicamente, de um tanque de polipropileno (PP) e dispositivos internos feitos do mesmo material. Estes dispositivos são o conjunto do pleno, o conjunto refletor e a chaminé. Existe também uma caixa de resistências, feita de aço inox. Esta estrutura foi simulada com algumas simplificações em relação ao projeto original, sendo representada por um cilindro reto de PP com 280cm de altura, 80cm de diâmetro externo, sem dispositivos internos, preenchido totalmente com água e com espessura igual a 1mm. Além do tanque simulado, conforme descrito anteriormente, o sistema contém quatro detectores de fótons e uma partícula radioativa pontual (Figura 12).

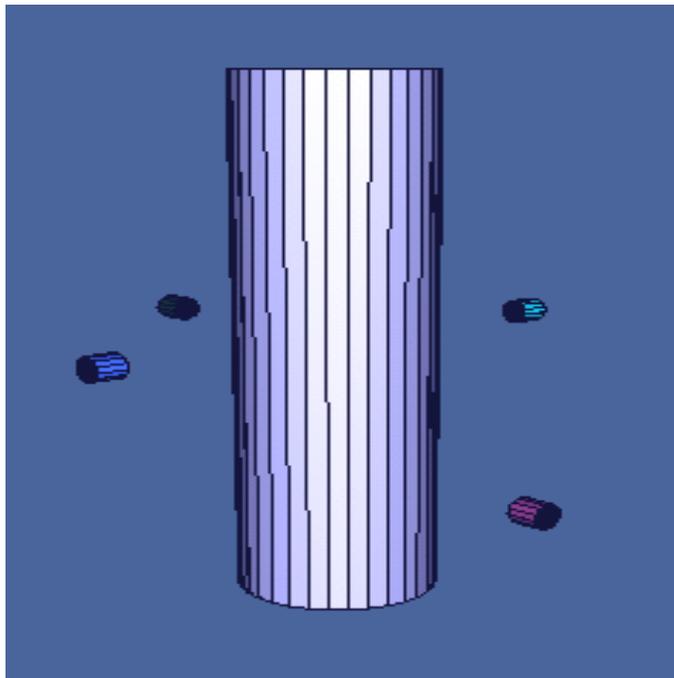


Figura 12: Representação do sistema CARPT simulado.
Fonte: o autor, por meio do *software* Vized (2020).

Os materiais utilizados na modelagem em MCNP, com suas respectivas composições e densidades, estão dispostos na Tabela 2.

Tabela 2: Composições e densidades dos materiais utilizados nas simulações em MCNP.

Material	Composição molecular (com a fração mássica em %)	Densidade (g/cm³)
Água	H (11,19); O (88,81)	9,980E-01
Alumínio	Al (100,00)	2,699E+00
Ar	C (0,01); N (75,53); O (23,18); Ar (1,28)	1,205E-03
Chumbo	Pb (100,00)	11,350E+00
Iodeto de Sódio	Na (15,34); I (84,66)	3,667E+00
Polipropileno	H (14,37); C (85,63)	9,000E-01

Fonte: McCONN JR et al. (2011).

6.1.2 Escolha do radionuclídeo

A escolha do radionuclídeo que irá compor a partícula radioativa de um experimento CARPT considera, principalmente, sua meia-vida e a energia dos fótons emitidos. Recomenda-se que a meia-vida do radionuclídeo seja uma ordem de grandeza maior do que a duração do experimento para garantir que a atividade radionuclídeo permaneça praticamente constante durante este tempo. Quanto à energia dos fótons emitidos, é necessário que esta seja alta o suficiente para os fótons atravessarem todo o meio material sem serem absorvidos e alcancem até mesmo detectores mais distantes, induzindo neles um número adequado de contagens (AIEA, 2008). Cabe destacar que características como densidade, fluatibilidade e pureza do radionuclídeo não serão consideradas na escolha, uma vez que este estudo tem como base um sistema simulado que não sofre influências destas características.

AIEA (2008) apresenta dois dados relevantes neste aspecto: os radionuclídeos mais utilizados para este tipo de experimento e os radionuclídeos recomendados em função das dimensões do tanque. Estes dados estão dispostos nas tabelas 3 e 4, respectivamente.

Tabela 3: Radionuclídeos recomendados em função das dimensões do tanque.

Tipo de tanque	Dimensões (cm)	Tipo de energia do radionuclídeo	Energia (MeV)
Pequeno	< 15	Baixa	< 0,2
Médio	15 - 60	Média	0,2 - 0,8
Grande	60 - 150	Alta	> 0,8
Extra grande	> 150	Alta	> 0,8

Fonte: adaptado de AIEA (2008).

Tabela 4: Radionuclídeos mais utilizados em experimentos CARPT.

Radionuclídeo	Meia-vida	Energia do(s) principais fóton(s) (em MeV) (com sua probabilidade de emissão em %)
²²Na	2,6 anos	1,275 (100)
²⁴Na	15,0 horas	1,370 (100) / 2,750 (100)
⁴⁶Sc	83,8 dias	0,899 (100) / 1,121 (100)
⁶⁰Co	5,3 anos	1,170 (100) / 1,330 (100)
¹⁹⁸Au	2,7 dias	0,411 (99)

Fonte: adaptado de AIEA (1990).

Com base na Tabela 3, o tanque simulado neste estudo seria classificado como grande (considerando-se o diâmetro de 80cm), o que demanda a utilização de um radionuclídeo com energia superior a 0,8MeV. Analisando-se a meia-vida dos radionuclídeos listados na Tabela 4, o ¹⁹⁸Au torna-se inadequado a este estudo. Pode-se observar também que, para um experimento que dure entre algumas horas e alguns dias, o ²²Na e o ⁶⁰Co tornam-se inadequados por possuírem meias-vidas muito elevadas (o que constitui um risco radiológico, uma vez que é desejável que o radionuclídeo decaia logo após o fim do experimento) e, de maneira inversa, descarta-se o uso do ²⁴Na por possuir uma meia-vida muito curta (o que causaria variação na atividade ao longo do experimento) (UPADHYAY, 2019).

Diante destes dados, o radionuclídeo selecionado para ser utilizado como componente da partícula radioativa neste estudo foi o ^{46}Sc , que possui 83,8 dias de meia-vida e fótons com energias de 0,899MeV e 1,121MeV.

6.1.3 Seleção dos detectores

Neste estudo, devido à sua ampla utilização para detecção de fótons, o detector utilizado foi o detector com cristal cintilador de NaI(Tl), com uma simplificação deste cristal (aqui constituído de NaI) para facilitar a elaboração do modelo virtual. Nas simulações realizadas, os detectores foram representados apenas por seu material cintilador, o cristal de NaI, sem a presença da válvula fotomultiplicadora e da eletrônica associada. Foram incluídos um revestimento do cristal do detector com uma camada de 1mm de alumínio, como normalmente observa-se devido a este ser um material bastante higroscópico (TAHUATA *et al.*, 2014), e uma blindagem adicional de 5cm de chumbo abrangendo as laterais e a parte traseira dos detectores, de maneira a tentar diminuir as contribuições de fótons incidentes em outras superfícies que não a face frontal dos detectores.

Quanto às dimensões do cristal dos detectores, a escolha foi baseada nas conclusões a que chegaram UPADHYAY *et al.* (2019). Eles descobriram que um aumento no tamanho do cristal provocou um aumento na taxa de contagens, na resolução e na sensibilidade destes. Baseado nesta referência, um cristal de 5"x5" foi considerado apropriado para este estudo.

A representação simulada dos detectores, com todas as características descritas anteriormente, é ilustrada na Figura 13.

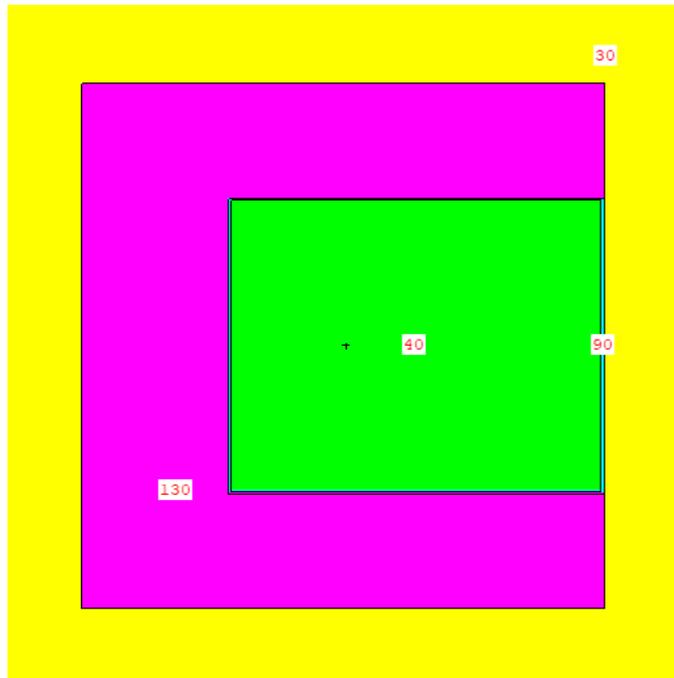


Figura 13: Representação simulada de um detector de NaI, na qual as células (representadas por números) correspondem aos diferentes materiais que compõem o detector.
 Fonte: o autor, por meio do *software* Vized (2020).

As células exibidas na Figura 13 são as seguintes: “130” corresponde à blindagem de chumbo; “90” corresponde ao revestimento em alumínio; “40” corresponde ao cristal NaI e “30” corresponde ao meio externo, o ar.

Os quatro detectores foram distribuídos no espaço de acordo com as restrições de entrada do algoritmo de reconstrução de VIEIRA (2009), no qual o detector 1 localiza-se nas coordenadas $X = 0\text{cm}$, $Y = -d$ cm (onde “d” representa a distância entre a parede externa do tanque e os detectores) e os detectores 2, 3 e 4 localizam-se a 90° no sentido anti-horário do plano XY com relação a seu predecessor, o que significa que apenas suas coordenadas no eixo Z podem ser alteradas. Desta forma, foram modelados três *setups* de distribuição espacial para os detectores, cada um correspondendo a um posicionamento diferente dos detectores no eixo Z.

As coordenadas cartesianas no eixo Z de cada detector para os *setups* de distribuição espacial foram escolhidos com base nas conclusões de UPADHYAY *et al.* (2019) que, para o experimento estudado por eles, indicam três como o número ótimo de detectores

por plano e sugerem que quanto mais planos de detectores houver no experimento CARPT, melhor será sua performance. Considerando estas condições e as especificidades da metodologia de VIEIRA (2009), os *setups* foram modelados conforme a Tabela 5, sendo um *setup* com três dos detectores em um plano; outro *setup* com dois planos contendo dois detectores e mais um *setup* com detectores em três planos distintos.

Tabela 5: *Setups* de distribuição espacial dos detectores.

<i>Setup</i>	Coordenada no eixo Z (cm)			
	Detector 1	Detector 2	Detector 3	Detector 4
#1	70	140	140	140
#2	210	210	70	70
#3	140	210	140	70

Fonte: o autor.

As distâncias entre a parede externa do tanque e os detectores escolhidas para os testes foram 20cm, 40cm e 60cm.

6.2 SIMULAÇÕES EM MCNP

Dezoito configurações para o sistema CARPT, listadas na Tabela 6, foram obtidas através da modelagem de diferentes combinações entre as energias dos fótons emitidos pelo ^{46}Sc (0,899MeV e 1,121MeV), os *setups* de distribuição espacial dos detectores de radiação e as distâncias entre a parede externa do tanque e os detectores (20cm, 40cm e 60cm).

Tabela 6: Configurações modeladas para o sistema CARPT.

Configuração	Energia do fóton (MeV)	Setup	Distância tanque-detector (cm)
1	0,899	#1	20
2			40
3			60
4		#2	20
5			40
6			60
7		#3	20
8			40
9			60
10	1,121	#1	20
11			40
12			60
13		#2	20
14			40
15			60
16		#3	20
17			40
18			60

Fonte: o autor (2020).

Para cada uma das configurações do sistema foi simulada uma mesma trajetória elíptica e estática para a partícula de ^{46}Sc , obtida por meio do posicionamento da partícula em oito diferentes posições arbitrárias no interior do tanque (Tabela 7).

Tabela 7. Coordenadas das posições da trajetória simulada.
Coordenada do eixo (cm)

Posição	Coordenada do eixo (cm)		
	X	Y	Z
1	0	0	10
2	-20	10	70
3	-38	20	140
4	-20	10	210
5	0	0	270
6	20	-10	210
7	38	-20	140
8	20	-10	70

Fonte: o autor (2020).

De maneira a obter os valores de eficiência absoluta de fotopico para as simulações em MCNP das diferentes configurações do sistema, foi utilizada a *tally* F8 combinada ao cartão de dados E8. A *tally* F8 fornece a distribuição em energia dos pulsos criados na célula que representa um detector de radiação, funcionando de maneira análoga a um detector físico. Já o cartão de dados E8 determina os valores específicos de energia (fotopicos) que a *tally* F8 irá avaliar. Isto significa que a energia depositada por cada um dos fótons emitidos pela partícula no detector simulado é atribuída como um pulso ao fotopico correspondente ao seu valor e, ao final da simulação, a *tally* retorna o valor de eficiência absoluta para os fotopicos selecionados (BAKKARI, 2006). Os arquivos “INP” do MCNP foram elaborados de maneira a obter valores individuais de eficiência (relacionados a cada detector separadamente) e também valores globais de eficiência (relacionados aos *setups* de detectores). Um dos arquivos “INP” utilizados durante este estudo encontra-se exposto no Anexo A.

Neste estudo, devido à característica do algoritmo de reconstrução de VIEIRA (2009) de considerar em seus cálculos apenas fótons que não sofreram nenhum tipo de interação com o meio durante sua trajetória (e que, portanto, percorreram uma linha

reta entre a partícula radioativa e o detector), os fotopicos de interesse são 0,899MeV e 1,121MeV, que correspondem às energias dos fótons emitidos pelo ^{46}Sc .

A condição de parada escolhida para o código foi o número máximo de partículas emitidas (NPS), no valor de $2,0 \times 10^8$ partículas. Este valor foi escolhido empiricamente, considerando as incertezas estatísticas do código (inversamente proporcional à quantidade de partículas emitidas) e o tempo computacional de processamento do código (diretamente proporcional à quantidade de partículas), de maneira a elaborar simulações com incertezas estatísticas e tempos de processamento tão menores quanto possível para obter-se um resultado adequado.

A partir das eficiências absolutas de fotopico obtidas com as simulações, foram determinados os valores de contagens em cada um dos detectores. Um detector com cristal de NaI possui um limite de saturação na faixa de 10^5 contagens, portanto as contagens foram determinadas de maneira a possuírem valor menor ou igual a 9×10^4 , o que corresponde a 90% do limite de saturação do detector (ROY *et al.*, 2002). Como as eficiências no código MCNP são normalizadas por partícula emitida (DIAGO, 2005), foi necessário escolher uma atividade para a partícula radioativa em cada uma das configurações, de acordo com a Equação 6:

$$At = \frac{90000}{(\text{eff}_{\text{abs}} * t * \gamma * \text{eff}_{\text{int}})} \quad (\text{Eq.6})$$

Onde:

At = atividade [Bq];

eff_{abs} = eficiência absoluta de fotopico;

t = tempo [s];

γ = probabilidade de emissão do fóton;

eff_{int} = eficiência intrínseca do detector.

Uma vez calculada a atividade para cada configuração, os valores de contagens por posição em cada detector foram determinados através da multiplicação entre o valor da atividade e os valores de eficiência absoluta de fotopico simulados, gerando um total de 32 valores de contagens por configuração. Estes valores de contagens foram utilizados para a elaboração do arquivo de texto estruturado utilizado como dado de entrada no algoritmo de reconstrução.

Vale destacar que, devido ao fato de ser um sistema simulado, não há a interferência de radiação de fundo nos resultados obtidos. Além disso, o valor de eficiência intrínseca dos detectores de NaI foi considerado como sendo 100%, de maneira a simplificar os cálculos.

Os dados necessários para elaboração e execução do código MCNP foram os seguintes (Tabela 8):

Tabela 8: Dados necessários para elaboração e execução do código MCNP.

Dado	Unidade
Energia do fóton	MeV
Diâmetros do tanque (interno e externo)	cm
Altura do tanque	cm
Distância tanque-detector	cm
Posição cartesiana da partícula	-
Posição cartesiana dos detectores	-
Composição molecular dos materiais	%
Densidade dos materiais	g/cm ³
Tally desejado	-
Número de eventos a serem simulados	-

Fonte: o autor (2020).

6.3 EXECUÇÃO DO ALGORITMO DE RECONSTRUÇÃO

Utilizando as informações obtidas através das simulações como variáveis de entrada (com exceção da trajetória simulada da partícula radioativa), o algoritmo de reconstrução foi executado para estimar as coordenadas das posições da partícula em cada uma das configurações estudadas.

Desta forma, o algoritmo recebe as informações de maneira análoga a um experimento CARPT prático com tanques opacos, no qual o objetivo é determinar, através das contagens nos detectores, as posições inicialmente desconhecidas de uma partícula.

Os valores de saída do algoritmo, portanto, foram as coordenadas da partícula em cada uma de suas posições na trajetória, que podem ser exibidos como uma imagem tridimensional.

Para calcular os valores de coeficiente de atenuação linear foi utilizada a ferramenta *XCOM: Photon Cross Section Database*, do Laboratório de Medições Físicas do *National Institute of Standards and Technology* (NIST), que permite a realização de cálculos de coeficientes de atenuação total para qualquer elemento químico, composto ou mistura (de número atômico menor que 100) em energias entre 1keV e 100GeV. (Tabela 9).

As variáveis de entrada do algoritmo de reconstrução, com seus respectivos *tags*, valores e unidades, estão listadas na Tabela 10.

Tabela 9: Coeficiente de atenuação linear dos materiais.

Material	Energia do fóton (MeV)	Densidade (g/cm³)	Coeficiente de atenuação total (cm²/g)	Coeficiente de atenuação linear (cm⁻¹)
Água	0,899	9,980E-01	7,445E-02	7,430E-02
	1,121	9,980E-01	6,683E-02	6,670E-02
Alumínio	0,899	2,699E+00	6,472E-02	1,747E-01
	1,121	2,699E+00	5,807E-02	1,567E-01
Ar	0,899	1,205E-03	6,691E-02	8,063E-05
	1,121	1,205E-03	6,013E-02	7,246E-05
Polipropileno	0,899	9,000E-01	7,642E-02	6,878E-02
	1,121	9,000E-01	6,867E-02	6,180E-02

Fonte: o autor (2020).

Tabela 10: Variáveis de entrada do algoritmo de reconstrução.

Variável	Tag	Valor	Unidade
Altura	Alt	280	cm
Raio do detector	r	6,35	cm
Raio do tanque	R	39	cm
Distância tanque-detector	d	20 / 40 / 60	cm
Dimensão do voxel	dl	4	cm
Espessura do tanque	th	1	cm
Número de detectores	m	4	-
Atividade	No	variou conforme a configuração	Bq
Coeficiente de atenuação linear (água)	ua	7,430E-02 (0,899 MeV) 6,670E-02 (1,121 MeV)	cm ⁻¹
Coeficiente de atenuação linear (ar)	ub	8,063E-05 (0,899 MeV) 7,246E-05 (1,121 MeV)	cm ⁻¹
Coeficiente de atenuação linear (polipropileno)	uc	6,878E-02 (0,899 MeV) 6,180E-02 (1,121 MeV)	cm ⁻¹

Coefficiente de atenuação linear (alumínio)	ud	1,747E-01 (0,899 MeV) 1,567E-01 (1,121 MeV)	cm-1
Probabilidade de emissão de fótons	prodec	100	%
Eficiência intrínseca no fotopico	pk	100	%
Tempo total do experimento	T	8	s
Intervalo entre contagens	t	1	s
Fator multiplicativo de rastreamento	intNC	1	s
Arranjo de detectores (A ou L)	-	A	-

Fonte: o autor (2020).

6.4 ANÁLISE COMPARATIVA

Foram realizados três comparativos entre as configurações modeladas neste estudo.

O primeiro foi um comparativo dos valores médios das eficiências absolutas de fotopico simuladas, obtidos através do cálculo da média entre os valores globais de eficiência nas 8 posições da partícula radioativa, de maneira que cada uma das 18 configurações fosse representada por um valor médio de eficiência.

O segundo comparativo considerou os valores médios dos erros absolutos e relativos entre as posições simuladas e as posições reconstruídas pelo algoritmo para a trajetória da partícula radioativa. Os erros absolutos individuais, para cada posição, foram calculados por meio da equação de distância entre dois pontos cartesianos, conforme a Equação 7 (CARDOSO *et al.*, 1999), enquanto os erros relativos individuais foram calculados através do quociente entre o valor do erro absoluto da reconstrução e o tamanho do vetor correspondente à posição simulada (tomando como referência a origem cartesiana). Os valores médios foram obtidos através da média entre os erros

individuais nas 8 posições da partícula radioativa, de maneira que cada uma das 18 configurações fosse representada por um valor médio de erro absoluto.

$$d(A,B) = \sqrt{(X_B - X_A)^2 + (Y_B - Y_A)^2 + (Z_B - Z_A)^2} \quad (\text{Eq. 7})$$

Onde:

$d(A,B)$ = distância entre os pontos A e B;

X_A , Y_A e Z_A = coordenadas da posição do ponto A nos eixos X, Y e Z, respectivamente;

X_B , Y_B e Z_B = coordenadas da posição do ponto B nos eixos X, Y e Z, respectivamente.

Através destes dois comparativos, foi determinada uma configuração ótima entre as configurações consideradas neste estudo e, por fim, foi realizado um terceiro comparativo analisando separadamente cada eixo cartesiano (X, Y e Z) das trajetórias simuladas e reconstruídas da partícula radioativa na configuração ótima previamente determinada.

7 RESULTADOS E DISCUSSÃO

7.1 COMPARANDO EFICIÊNCIAS

Através das simulações em MCNP, foram obtidos os valores de eficiência absoluta de fotopico, juntamente com suas incertezas associadas (erros relativos). A qualidade dos valores de eficiência simulados está associada aos erros relativos, de acordo com a categorização mostrada na Tabela 11:

Tabela 11: Interpretação da qualidade dos valores de eficiência absoluta de fotopico.
Intervalo do erro Qualidade dos valores de eficiência simulados

> 0,50	Sem significado
0,20 a 0,50	Fator de alguns
0,10 a 0,20	Questionáveis
< 0,10	Geralmente confiáveis (à exceção de detectores pontuais)
< 0,05	Geralmente confiáveis (inclusive para detectores pontuais)

Fonte: adaptado de LANL, 2008.

Com base nesta categorização, dos 576 valores individuais de eficiência absoluta de fotopico simulados (18 configurações, 8 posições de partícula e 4 detectores), 81,4% se encaixaram nas categorias “Geralmente confiáveis”. Entre os demais valores, 2,4% podem ser classificados como “Sem significado” e ocorreram em simulações que provocavam combinações ineficientes entre as posições da partícula e as posições dos detectores, como no caso da partícula estar localizada próxima ao topo do tanque e o detector estar mais próximo à base. Tentativas de diminuir os erros relativos, nestes casos, apresentaram um custo elevado em tempo de processamento e não apresentaram melhorias significativas.

Paralelamente, analisando-se os 144 valores de eficiência absoluta de fotopico globais (18 configurações e 8 posições de partícula), observou-se que todos puderam ser encaixados nas categorias “Geralmente confiáveis”, com apenas dois deles apresentando erros relativos superiores a 0,05. Isto ocorreu porque o conjunto de detectores apresenta maior ângulo sólido e, portanto, maior eficiência absoluta quando comparado aos detectores deste conjunto individualmente.

De maneira a comparar os dados obtidos nesta etapa, os valores médios de eficiência absoluta de fotopico global foram plotados em gráficos construídos através da variação de parâmetros de simulação (energias dos fótons, *setups* de detectores e distâncias tanque-detector), conforme mostrado nas Figuras 14 e 15:

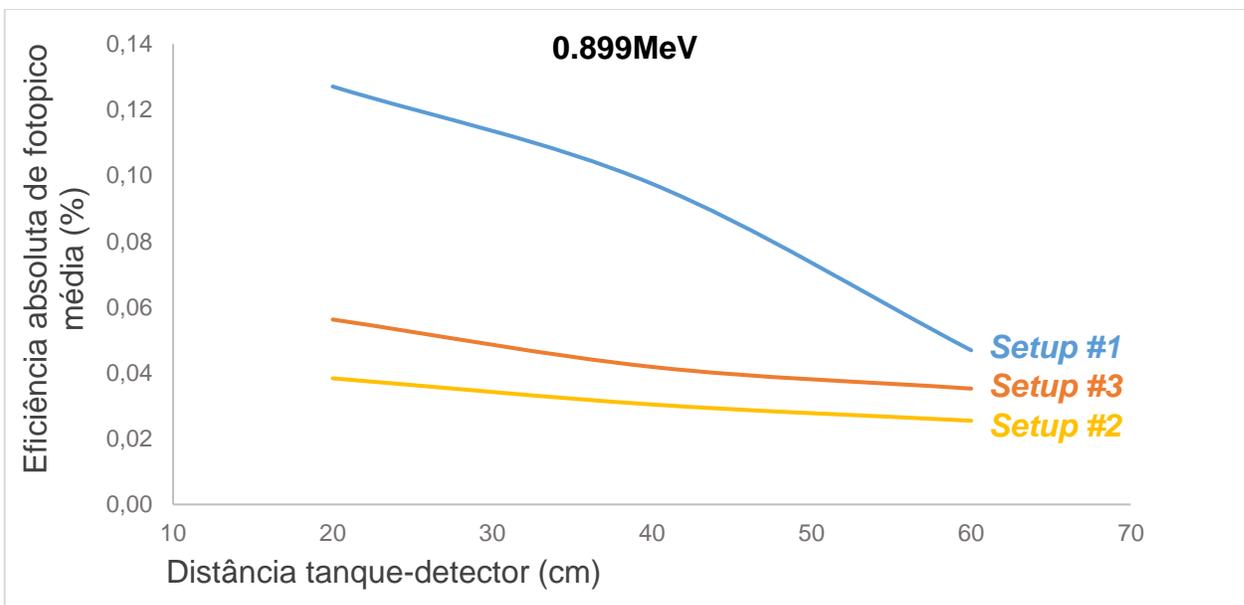


Figura 14: Eficiências absolutas de fotopico médias para fótons de 0,899MeV.
Fonte: o autor (2020).

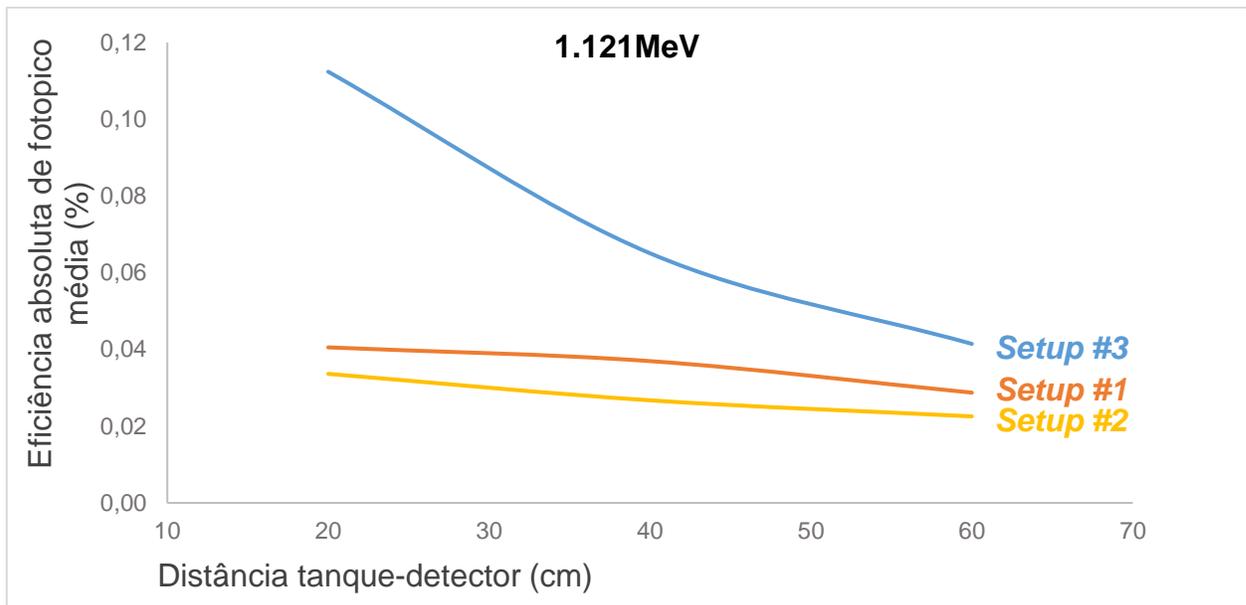


Figura 15: Eficiências absolutas de fotopico médias para fótons de 1,121MeV.
Fonte: o autor (2020).

Com relação aos parâmetros de simulação, os valores mais elevados de eficiência absoluta de fotopico média ocorreram ao utilizar-se nas simulações fótons com energia de 0,899MeV, o *setup* de detectores #1 e a distância tanque-detector de 20cm. A combinação destes parâmetros, que corresponde à configuração 1, forneceu o maior valor observado, aproximadamente 0,13%. Com relação à energia dos fótons, valores mais elevados de eficiência foram observados porque fótons com menores energias (desde que estas energias ainda sejam elevadas o suficiente para fazer com que os fótons atravessem os meios materiais até alcançar os detectores) são mais facilmente absorvidos pelos detectores. Já com relação à distância fonte-detector, era esperado obter-se melhores valores de eficiência para a menor distância neste caso, pois um aumento nas distâncias entre a partícula radioativa e os detectores provoca a diminuição das contagens devido a formação de um maior ângulo sólido entre eles (UPADHYAY *et al.* 2019).

As atividades de cada uma das configurações, calculadas em função das eficiências absolutas de fotopico, são mostradas na Tabela 12.

Tabela 12: Valores de atividades por configuração.

Configuração	Atividade (MBq)
1	21,72
2	42,36
3	75,98
4	114,26
5	225,18
6	268,10
7	75,35
8	104,63
9	148,08
10	24,52
11	47,93
12	86,02
13	131,63
14	258,93
15	301,35
16	86,18
17	117,71
18	166,79

Fonte: o autor (2020).

Como os valores de eficiência foram calculados em função dos valores de eficiência absoluta de fopico, a configuração 1 (que apresentou maiores valores de eficiência) também registrou as menores atividades necessárias para alcançar 90% do limite de saturação do detector.

7.2 COMPARANDO ERROS

Após a execução do algoritmo de reconstrução, foram obtidos os valores estimados para as coordenadas das posições para a trajetória da partícula radioativa em cada uma das 18 configurações estudadas, assim como os erros absolutos entre estas coordenadas estimadas e as coordenadas originalmente atribuídas à trajetória da partícula durante as simulações.

De maneira a comparar os dados obtidos nesta etapa, os valores médios de erro absoluto entre as 8 posições da trajetória da partícula radioativa foram plotados em gráficos construídos através da variação de parâmetros de simulação (energias dos fótons, *setups* de detectores e distâncias tanque-detector), conforme mostrado nas Figuras 16 e 17:

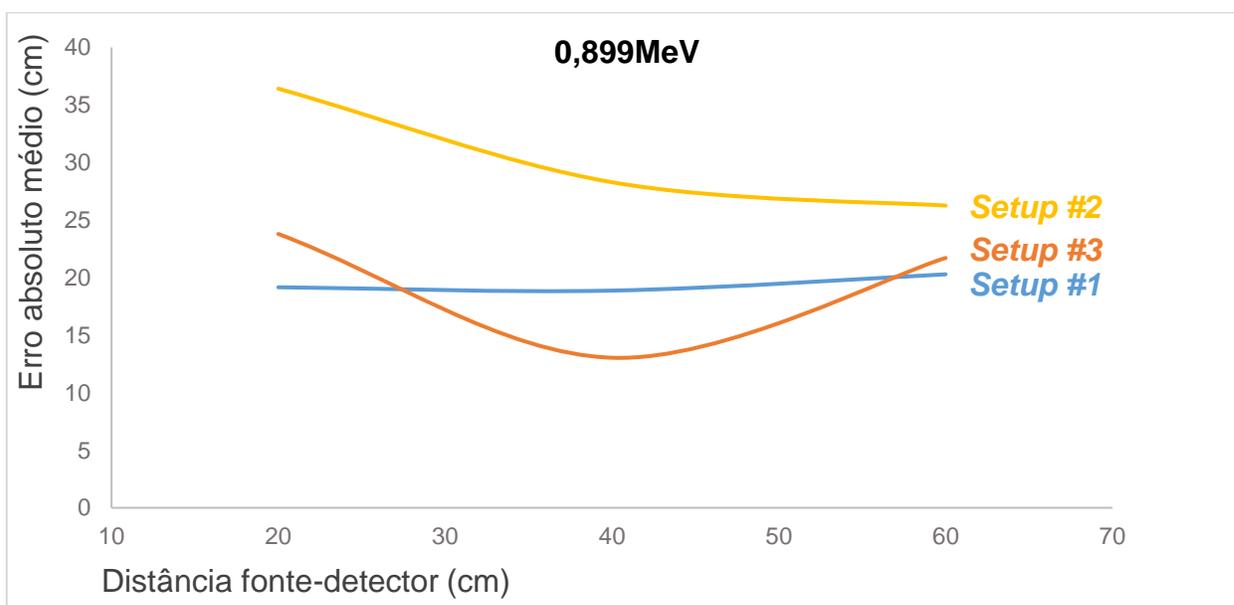


Figura 16: Erros absolutos médios para fótons de 0,899MeV.
Fonte: o autor (2020).

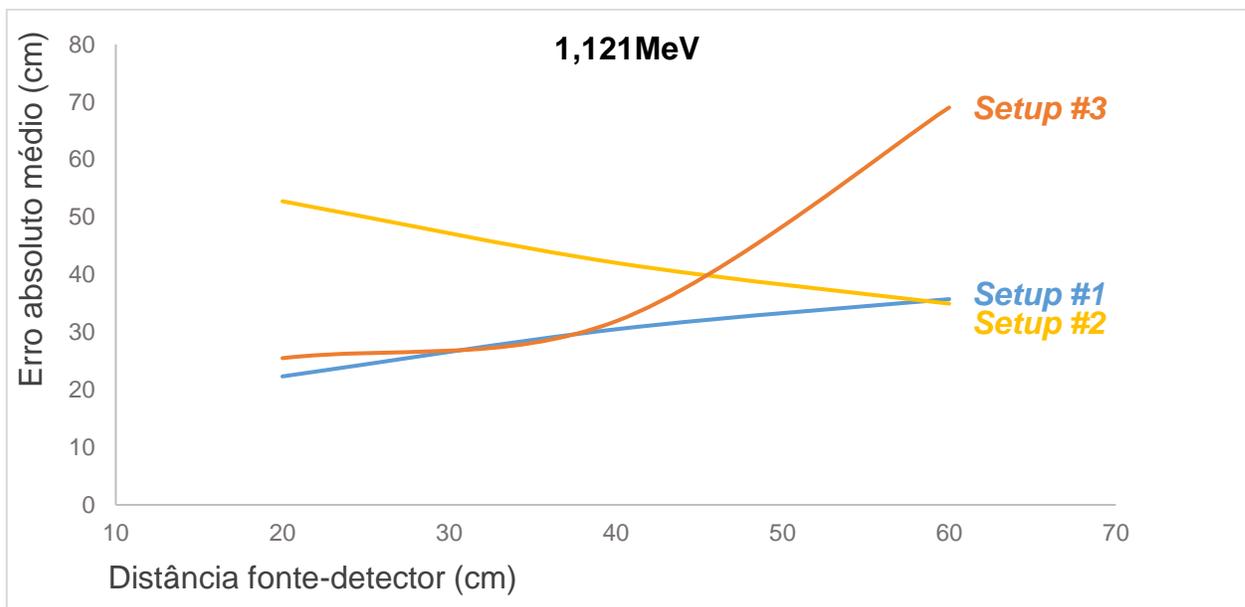


Figura 17: Erros absolutos médios para fótons de 1,121MeV.
Fonte: o autor (2020).

Com relação aos parâmetros de simulação, os menores valores de erro absoluto médio ocorreram ao utilizar-se nas simulações fótons com energia de 0,899MeV. Os *setups* de detectores #1 e #3 e as distâncias de 20cm e 40cm e apresentaram resultados similares entre si quando consideradas todas as configurações, porém o menor valor de erro absoluto médio (aproximadamente 13,03cm) foi observado, especificamente, na configuração 8 (0,899MeV, 40cm e *setup* #3).

Desconsiderando, devido às incertezas, os valores de erro absoluto individuais que foram menores do que o tamanho dos *voxels* simulados (4cm) o menor erro absoluto para uma posição reconstruída da partícula radioativa foi de 4,50cm. Entretanto, elevados erros também foram observados, de maneira que o erro absoluto médio global, considerando-se todas as reconstruções realizadas, foi de 30,70cm.

A partir dos erros absolutos calculados foram obtidos os erros relativos que, neste estudo, correspondem ao quociente entre o valor do erro absoluto da reconstrução e o tamanho do vetor correspondente à posição simulada. O tamanhos dos 8 vetores que representam as posições da trajetória simulada são exibidos na Tabela 13.

Tabela 13: tamanho dos vetores que representam as posições da trajetória simulada.

Posição	Tamanho do vetor (cm)
1	10,00
2	73,48
3	146,44
4	211,19
5	270,00
6	211,19
7	146,44
8	73,48

Fonte: o autor (2020).

De maneira a comparar os dados obtidos nesta etapa, os valores médios de erro relativo entre as 8 posições da trajetória da partícula radioativa foram plotados em gráficos construídos através da variação de parâmetros de simulação (energias dos fótons, *setups* de detectores e distâncias tanque-detector), conforme mostrado nas Figuras 18 e 19:

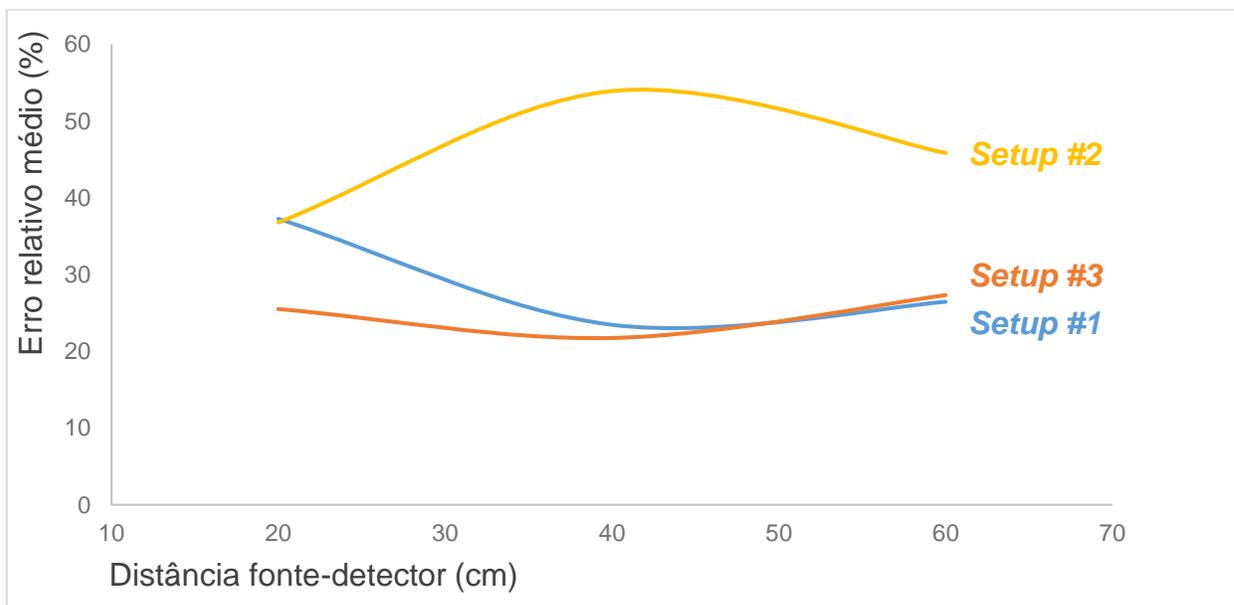


Figura 18: Erros relativos médios para fótons de 0,899MeV.

Fonte: o autor (2020).

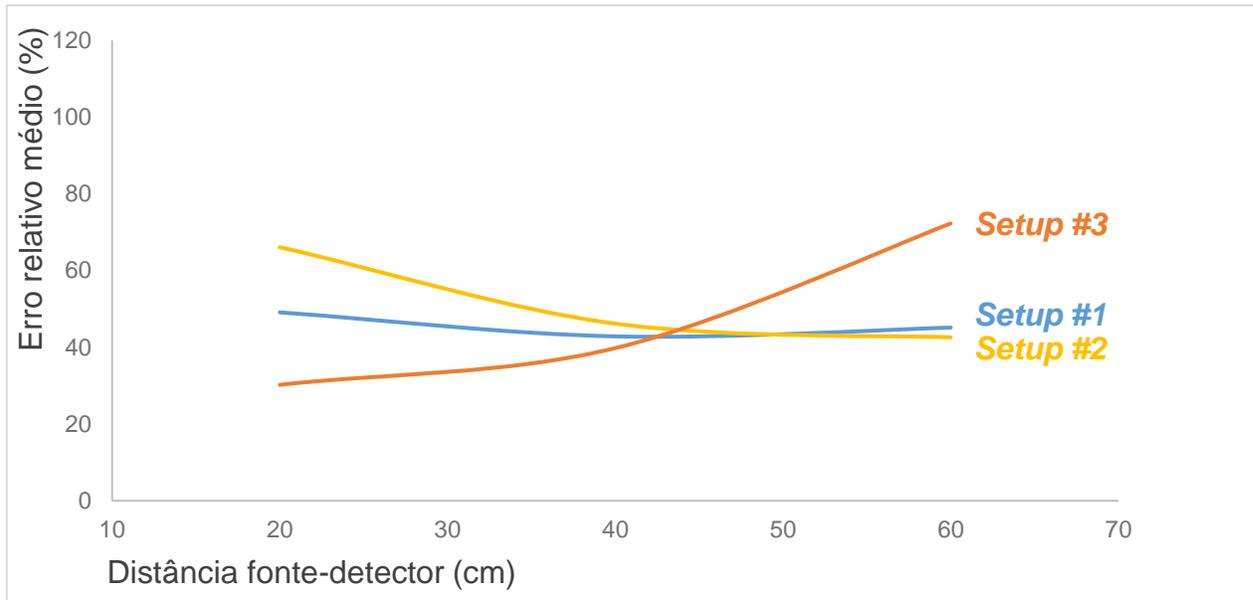


Figura 19: Erros relativos médios para fótons de 1,121MeV.
Fonte: o autor (2020).

O menor valor de erro relativo médio (21,74%) ocorreu ao utilizar-se nas simulações fótons com energia de 0,899MeV, o *setup* de detectores #3 e a distância tanque-detector de 40cm (o que corresponde à configuração 8). O valor de erro relativo médio global foi de aproximadamente 40,69%, considerando a média entre todas as configurações.

Devido ao fato do valor de erro absoluto médio global ser 30,70cm, do vetor correspondente à posição 1 possuir o tamanho de 10,00cm e do tamanho de *voxel* escolhido para as reconstruções ser 4,00cm, os valores de erro relativo individuais obtidos para a posição 1 foram, em sua maioria, superiores a 100%. Isto indica uma escala inadequada para esta posição ao considerar-se os casos analisados e faz com que os valores de erro relativo nesta posição comportem-se como *outliers*, valores que se diferenciam drasticamente dos demais em um conjunto de dados.

De maneira a avaliar o impacto destes *outliers* no resultado geral, os valores médios de erro relativo foram recalculados, desta vez desconsiderando os valores de erro relativo

da posição 1 e calculando a média entre os valores das posições 2 a 8. Em seguida, estes novos valores médios de erro relativo foram plotados em gráficos construídos através da variação de parâmetros de simulação (energias dos fótons, *setups* de detectores e distâncias tanque-detector), conforme mostrado nas Figuras 20 e 21:

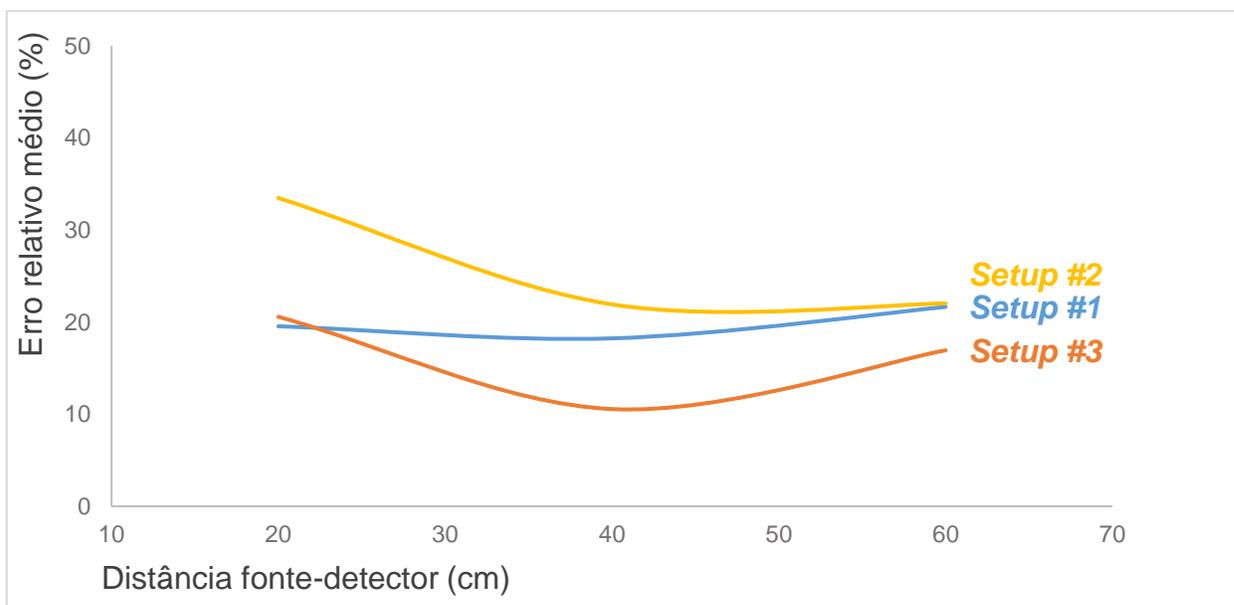


Figura 20: Erros relativos médios, sem *outliers*, para fótons de 0,899MeV.
Fonte: o autor (2020).

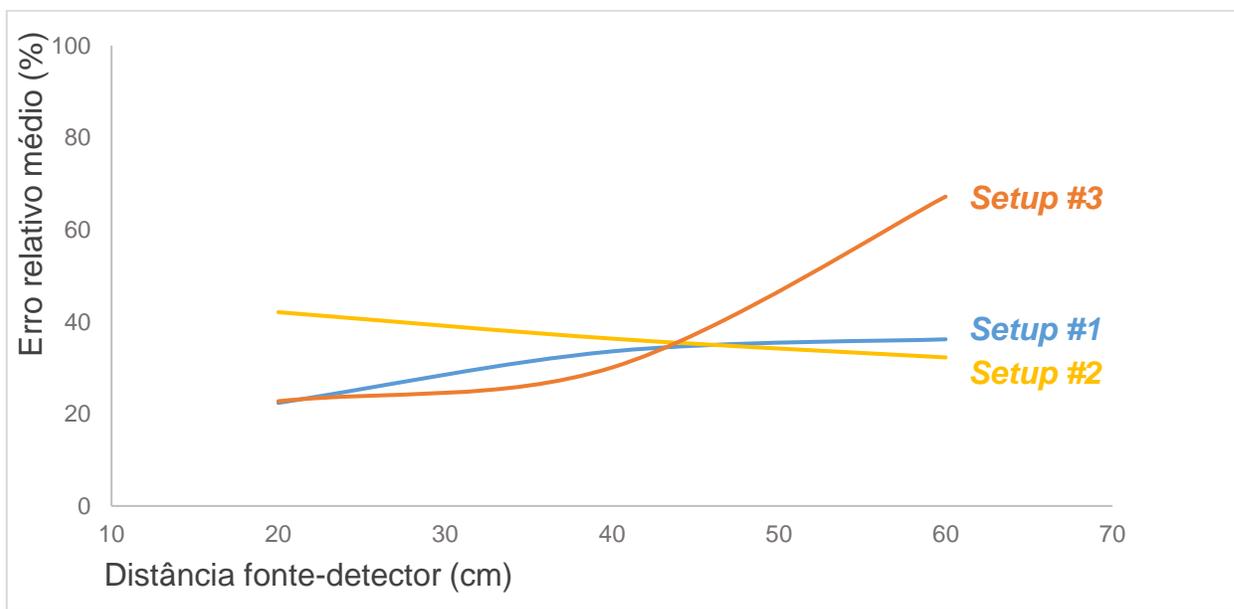


Figura 21: Erros relativos médios, sem *outliers*, para fótons de 1,121MeV.
Fonte: o autor (2020).

O menor valor de erro relativo médio sem *outliers* (10,56%) ocorreu, também, ao utilizar-se nas simulações fótons com energia de 0,899MeV, o *setup* de detectores #3 e a distância tanque-detector de 40cm (o que corresponde à configuração 8). Entretanto, neste caso, os valores de erro relativo médios encontrados foram consideravelmente menores, com um valor médio global de aproximadamente 28,88% entre todas configurações.

Para contextualizar este valor obtido para o erro relativo médio sem *outliers*, 10,56%, o maior valor de erro relativo encontrado durante os experimentos Vieira (2009) foi de 7,80%.

Uma hipótese para a existência das diferentes tendências de valores de erros entre os *setups* de detectores, observadas nos gráficos deste comparativo (como, por exemplo, quando um *setup* apresenta tendência de aumento de valores de erro com o aumento a distância tanque-detector enquanto outro *setup* apresenta tendência de diminuição destes valores), é a de que estas diferenças estão relacionadas à resolução e à sensibilidade intrínsecos às configurações de detectores. Entretanto, estas análises de resolução e sensibilidade, mais complexas e propostas por ROY *et al.* (2002), estão fora do escopo deste trabalho.

7.3 COMPARANDO TRAJETÓRIAS

Considerando que este estudo visa analisar a adequação entre as trajetórias reconstruídas e simuladas para a partícula radioativa, escolheu-se a configuração 8 (0,899MeV, *setup* #3 e 40cm) como a configuração ótima neste caso, devido a esta ter apresentado os menores valores de erros (tanto absolutos, quanto relativos) dentre as configurações estudadas.

De maneira a comparar as trajetórias simuladas e reconstruídas para a partícula radioativa na configuração 8 em maiores detalhes, estas duas trajetórias foram desmembradas em seus três eixos cartesianos (X, Y e Z), conforme mostrado nas Figuras 22, 23 e 24.

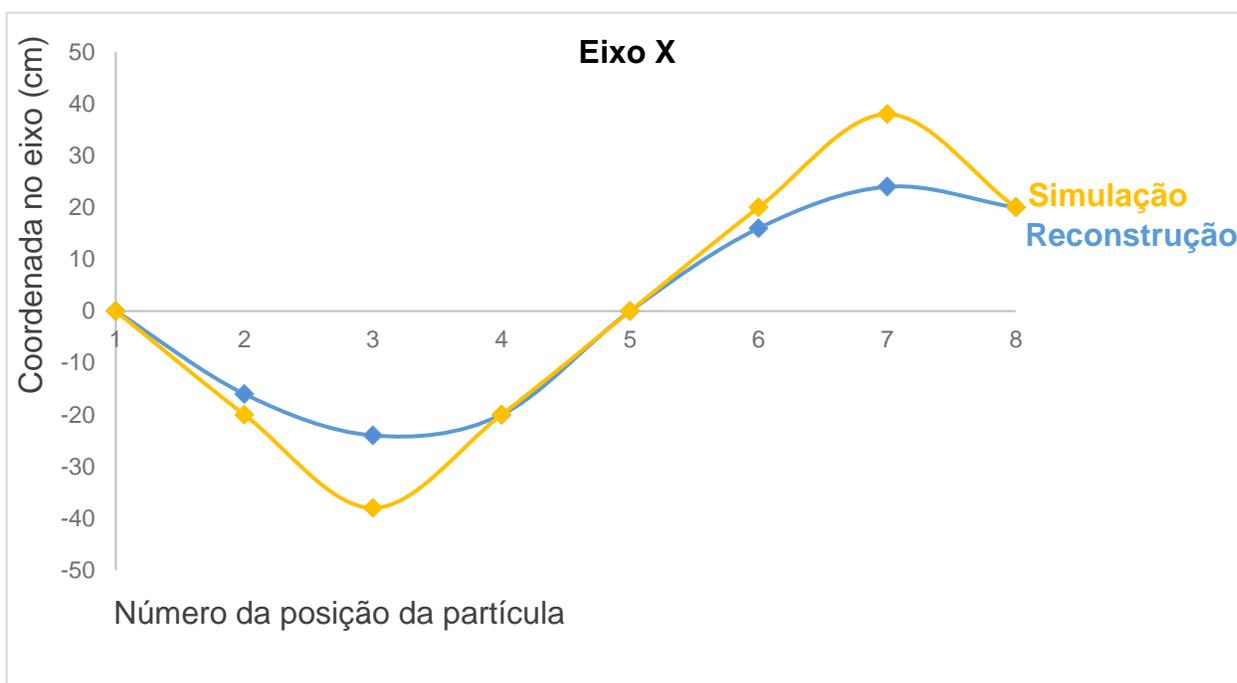


Figura 22: Comparativo entre as trajetórias simuladas e reconstruídas, no eixo X, para a configuração 8. Fonte: o autor (2020).

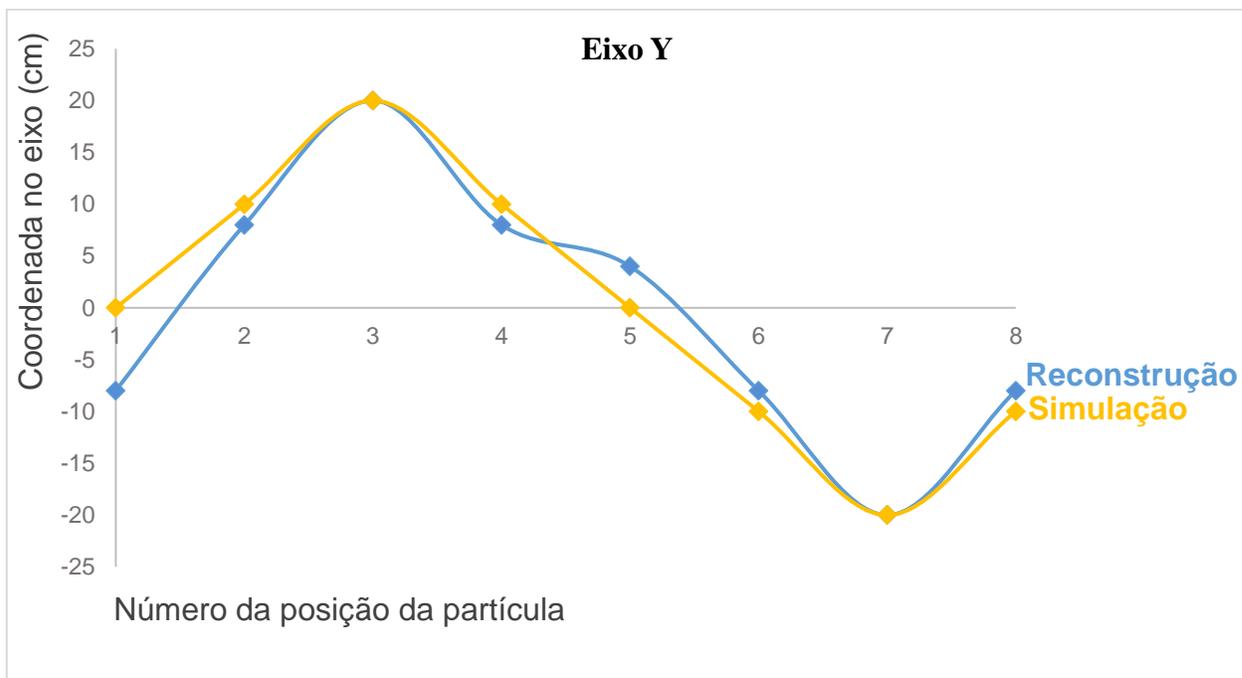


Figura 23: Comparativo entre as trajetórias simuladas e reconstruídas, no eixo Y, para a configuração 8. Fonte: o autor (2020).

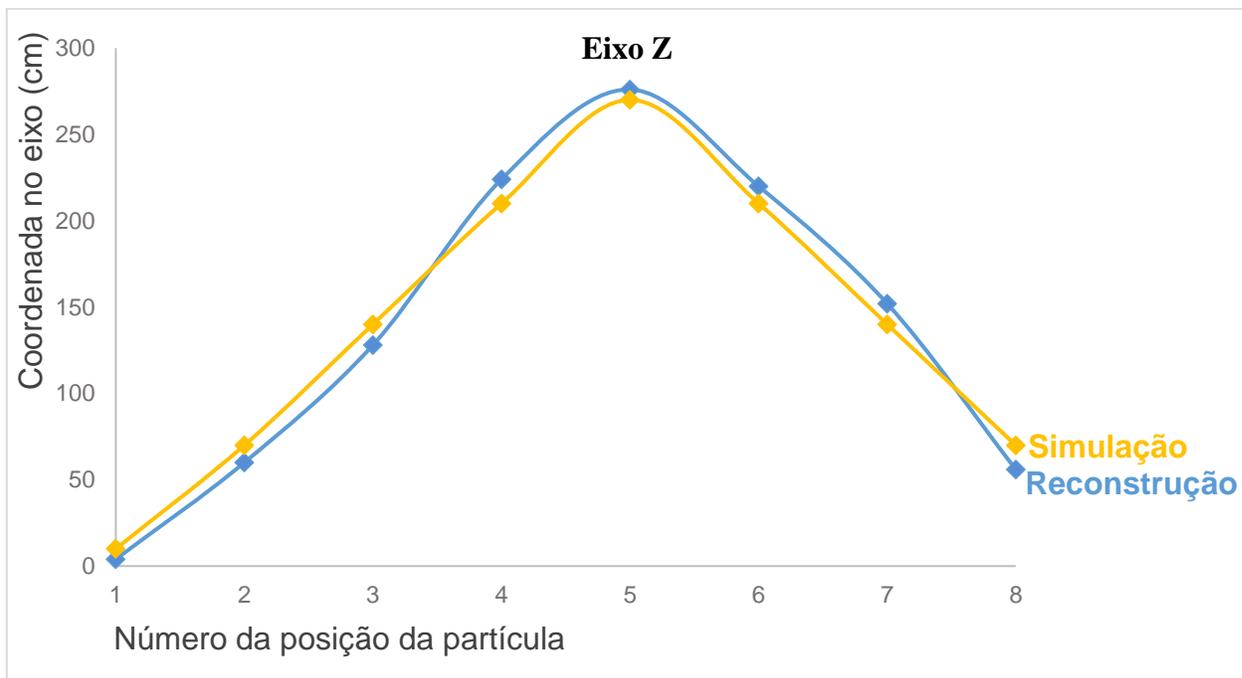


Figura 24: Comparativo entre as trajetórias simuladas e reconstruídas, no eixo Z, para a configuração 8. Fonte: o autor (2020).

Através da análise das Figuras 22, 23 e 24, é possível perceber que a tendência da movimentação da partícula é similar entre as trajetórias simuladas e reconstruídas, para os três eixos cartesianos. Porém, existem posições com valores de coordenadas com discordâncias elevadas para as posições da partícula quando comparadas as duas trajetórias. O eixo cartesiano Z foi o que apresentou a maior concordância entre os valores de coordenadas ao realizar-se este comparativo.

Por fim, de forma ilustrativa, a Figura 25 apresenta uma representação da comparação tridimensional (3D) entre as trajetórias simuladas e reconstruídas para a partícula radioativa na configuração 8.

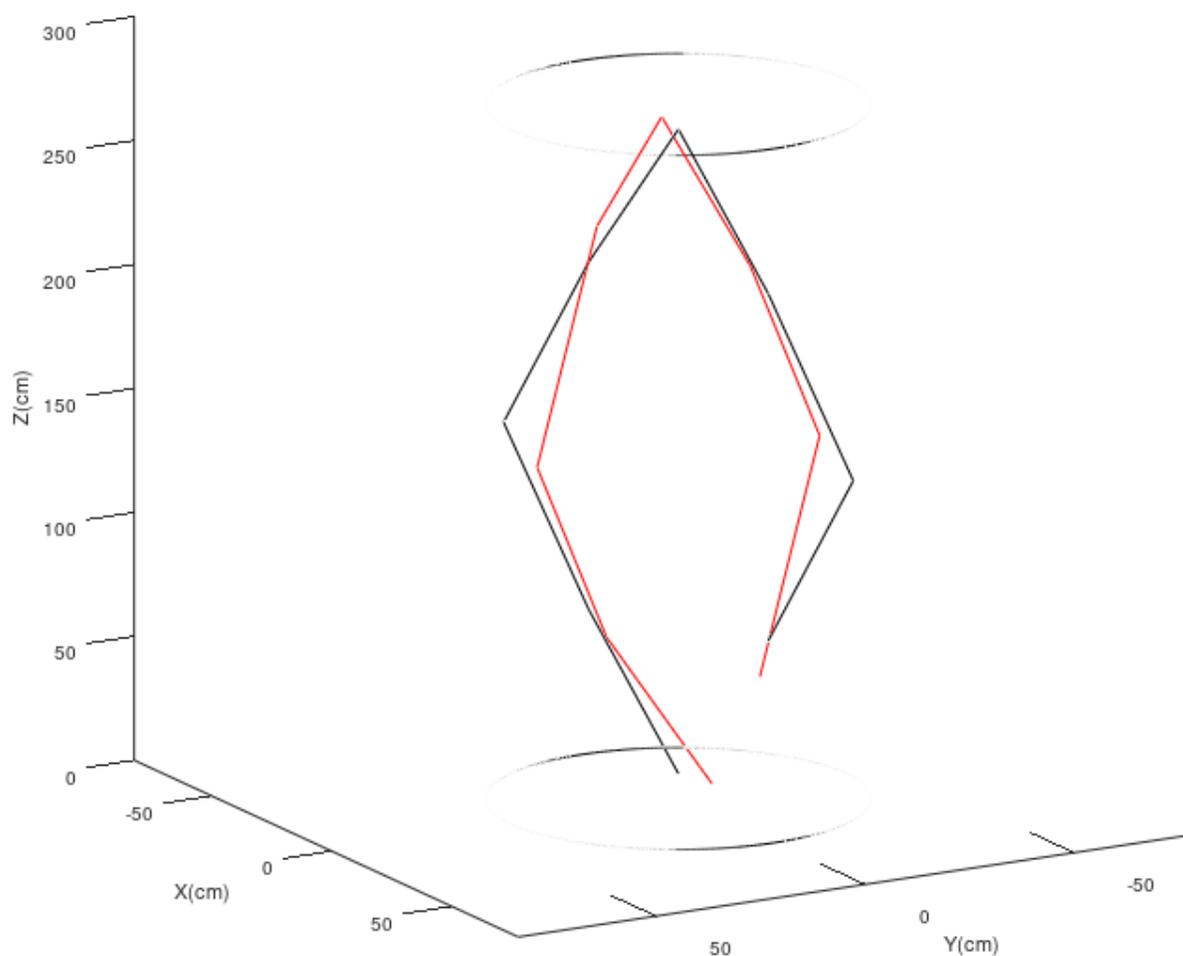


Figura 25: Comparativo 3D entre as trajetórias simuladas e reconstruídas para a configuração 8.
Fonte: o autor (2020).

8 CONCLUSÃO

Com a simulação da metodologia de VIEIRA (2009) para o caso de um tanque opaco de tamanho médio, pôde-se observar que a movimentação da partícula radioativa apresentou tendências similares no comparativo entre as trajetórias reconstruídas e simuladas desta partícula. Entretanto, os valores de erro entre as trajetórias encontrados neste comparativo não foram insignificantes.

Com relação aos parâmetros de simulação para o sistema CARPT considerados neste estudo, 0,899MeV foi a energia de fótons que apresentou os maiores valores de eficiência e os menores erros. Entre os *setups* de detectores, o *setup #1* (com três dos detectores em um plano) apresentou os maiores valores de eficiência, porém o *setup #3* (com detectores em três planos distintos) apresentou os menores valores de erros (absolutos e relativos). Para o caso das distâncias tanque-detector, a distância de 20cm (menor distância utilizada no estudo) apresentou os maiores valores de eficiência, enquanto 40cm apresentou os menores erros entre as posições das trajetórias simuladas e reconstruídas.

A configuração que apresentou maior adequação entre as trajetórias simuladas e reconstruídas, neste estudo, foi a configuração 8 (0,899MeV, *setup #3* e 40cm), com um erro relativo médio entre as posições da partícula de aproximadamente 10,56%.

Destaca-se que, durante a concepção do estudo foram feitas simplificações que possivelmente afetaram os resultados como, por exemplo, simplificações na modelagem dos detectores e nos cálculos de eficiência intrínseca durante a etapa de reconstrução. Além disso, a escolha arbitrária do tamanho do voxel e das posições da trajetória simulada para a partícula contribuiu para uma maior incerteza nos resultados.

Formulou-se a hipótese de que o comportamento variável das tendências de erros em função da distância está relacionado à resolução e à sensibilidade intrínsecos às

configurações de detectores, uma análise mais complexa que não fez parte o escopo deste trabalho.

Desta forma, pode-se supor que a metodologia de VIEIRA (2009) possui potencial para a realização de estudos através do monitoramento de partículas radioativas em tanques de média escala, caso sejam realizados ajustes e aprimoramentos em certos aspectos de sua execução.

Sugestões para trabalhos futuros são listadas a seguir:

- Realização de um estudo mais aprofundado sobre a otimização de parâmetros do sistema CARPT por meio da avaliação de um número mais elevado e menos espaçado de distâncias tanque-detector e da avaliação de outros *setups* possíveis para os detectores de radiação;
- Realização de um experimento prático para a validação os dados observados neste estudo ou para a obtenção fatores de correção experimentais;
- Avaliação do impacto da variação do tamanho dos *voxels* do sistema CARPT discretizado nos resultados das reconstruções;
- Estudo do algoritmo de reconstrução em busca de oportunidades de melhoria, como melhorias de desempenho ou a elaboração de uma maneira mais precisa para a determinação da eficiência intrínseca do detector;
- Realização das análises de resolução e de sensibilidade propostas por ROY *et al.* (2002) para as configurações analisadas neste estudo.

9 REFERÊNCIAS

AGÊNCIA BRASILEIRA DE ENERGIA NUCLEAR (ABEN). **Modelos Tecnológicos de Reatores: Perspectivas e Desenvolvimentos no Mundo**. 2014. Disponível em: <<http://www.aben.com.br/noticias/modelos-tecnologicos-de-reactores>>. Acesso em: 17 de agosto de 2020 (Entrevista);

AGÊNCIA INTERNACIONAL DE ENERGIA ATÔMICA (AIEA). **Guidebook on Radioisotope Tracers in Industry**. *Technical Reports Series No. 316*. Viena – Áustria, 1990;

AGÊNCIA INTERNACIONAL DE ENERGIA ATÔMICA (AIEA). **Industrial Process Gamma Tomography: Final Report of a Coordinated Research Project 2003–2007**. *Technical Document No. 1589*. Viena – Áustria, 2008;

AGÊNCIA INTERNACIONAL DE ENERGIA ATÔMICA (AIEA). **Research Reactors: Purpose and Future**. 2016a. Disponível em: <<https://www.iaea.org/sites/default/files/18/05/research-reactors-purpose-and-future.pdf>>. Acesso em: 15 de março de 2020;

AGÊNCIA INTERNACIONAL DE ENERGIA ATÔMICA (AIEA). **Safety of Research Reactors**. *Safety Standards Series No. SSR-3*. Viena – Áustria, 2016b;

ALBUQUERQUE, S.M. de. **Estudo para o Desenvolvimento e Caracterização de Concretos de Massa Específica Elevada para Proteção às Radiações Gama e X**. 156p. Tese (Doutorado em Ciências na Área de Tecnologia Nuclear - Aplicações) – Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN), São Paulo, 2014;

AUSTRALIAN NUCLEAR SCIENCE AND TECHNOLOGY ORGANISATION (ANSTO). **How Safe Is OPAL?**. Disponível em: <<https://www.ansto.gov.au/about/how-we-work/how-safe-is-opal>>. Acesso em: 20 de fevereiro de 2020;

BHUSARAPU, S.; AL-DAHMAN, M. H.; DUDUKOVIĆ, M.P.; TRUJILLO, S.; TIMOTHY J. O'HERN, T. J. **Experimental Study of the Solids Velocity Field in Gas–Solid Risers**. *Industrial & Engineering Chemistry Research*. Volume 44, páginas 9739-9749, 2005;

BRYNDA, W.; LOBNER, P.; POWELL, R.; STRAKER, E. **Design Guide for Category III Reactors**: Pool Type Reactors. Preparado para a Divisão de Segurança Operacional e Ambiental do *Brookhaven National Laboratory* (BNL). 256p. Nova York – Estados Unidos, 1978;

CARDOSO, M.C.F.; FERREIRA, S.R.S.; CABRAL V.A. **Retas e Planos**. Salvador, 1999 (Apostila da Disciplina “Matemática II” do Departamento de Matemática da Universidade Federal da Bahia - UFBA);

CHAOUKI, J.; LARACHI, F.; DUDUKOVIĆ, M.P. **Noninvasive Tomographic and Velocimetric Monitoring of Multiphase Flows**. *Industrial & Engineering Chemistry Research*. Volume 36, 11ª edição, páginas 4476-4503, 1990;

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (CNEN). **DPD Entrega à DRS Relatório Preliminar de Segurança (RPAS) do Reator Multipropósito Brasileiro (RMB)**. 2018. Disponível em: <<http://www.cnen.gov.br/ultimas-noticias/518-dpd-entrega-a-drs-relatorio-preliminar-de-analise-de-seguranca-rpas-do-reator-multiproposito-brasileiro-rmb>>. Acesso em: 11 de março de 2020;

COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR (CNEN). **Avanços do RMB em 2019**. 2020. Disponível em: <<http://www.cnen.gov.br/ultimas-noticias/642-avancos-do-rmb-em-2019>>. Acesso em: 11 de março de 2020;

CONNOR, N. **O Que é Circulação Natural na Engenharia de Reatores - Definição**. 2019. Disponível em: <<https://www.thermal-engineering.org/pt-br/o-que-e-circulacao-natural-na-engenharia-de-reatores-definicao/>>. Acesso em: 15 de março de 2020;

DEVANATHAN, N.; MOSLEMIAN, D.; DUDUKOVIĆ, M.P. **Flow Mapping in Bubble Columns Using CARPT**. *Chemical Engineering Science*. Volume 45, 8ª edição, páginas 2285-2291, 1990;

DIAGO, J.R. **Simulation of Detector Calibration Using MCNP**. 19p. Relatório de Atividade. – Universidad Politécnica de Valencia, Valencia - Espanha, 2005;

DOUCET, J.; BERTRAND, F.; CHAOUKI, J. **An Extended Radioactive Particle Tracking Method for Systems with Irregular Moving Boundaries**. *Powder Technology*. Volume 181, páginas 195-204, 2008;

GENERATION IV INTERNATIONAL FORUM (GIF). ***A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems***. 2002. Disponível em: <https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_40481/technology-roadmap>. 91p. Acesso em 22 de abril de 2020;

GENERATION IV INTERNATIONAL FORUM (GIF). ***GIF R&D Outlook for Generation IV Nuclear Energy Systems: 2018 Update***. 2018. Disponível em: <file:///A:/Users/Jonathan%20Melo/Desktop/7411_gif_r_and_d_outlook_update_web.pdf> 92p. Acesso em: 22 de abril de 2020;

GODFROY, L.; LARACHI, F.; KENNEDY, G.; GRANDJEAN, B.; CHAOUKI, J. ***On-Line Flow Visualization in Multiphase Reactors Using Neural Networks***. *Applied Radiation and Isotopes*. Volume 4, páginas 225-235, 1997;

GUHA, D.; RAMACHANDRAN, P.A.; DUDUKOVIĆ, M.P. ***Flow Field of Suspended Solids in a Stirred Tank Reactor by Lagrangian Tracking***. *Chemical Engineering Science*. Volume 62, páginas 6143-6154, 2007;

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES (IPEN). ***Brazilian Multipurpose Reactor***. *Progress Report 2014-2016*. São Paulo, páginas 371-376, 2018a;

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES (IPEN). ***Reator Nuclear IPEN/MB-01 Ganha Novo Núcleo Após 30 Anos de Operação***. 2018b. Disponível em: <https://www.ipen.br/portal_por/portal/interna.php?secao_id=38&campo=10863>. Acesso em: 11 de março de 2020;

KHANE, V.; SAID, I. A.; AL-DAHMAN, M.H. ***Assessment of Performing Experimental Investigation on a Pebble Bed Modular Reactor (PBMR) as a Static Packed Bed Approximation***. *Annals of Nuclear Energy*. Volume 101, páginas 339-346, 2017;

KIM, T-R. ***Safety Classification of Systems, Structures and Components for Pool Type Research Reactor***. *Nuclear Engineering and Technology*. Volume 48, 4ª edição, páginas 1015-1021, 2016;

KNOLL G.F. ***Radiation Detection and Measurement***. Nova York, NY: Wiley, 2010;

KORNILAEV, A.N.; KONDUKOV, N.B. **Investigation of the Parameters of Motion of Particles in a Fluidized Bed Using Radioactive Isotopes.** *Inzhenerno-Fizicheskii Zhurnal*. Volume 10, 6ª edição, páginas 764-770, 1966;

LARACHI, F; KENNEDY, G; CHAOUKI, J. **A γ -ray Detection System for 3-D Particle Tracking in Multiphase Reactors.** *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research*. Seção A, volume 338, páginas 568-576, 1994;

LIN, J.S.; CHEN, M.M.; CHAO, B.T. **A Novel Radioactive Particle Tracking Facility for Measurement of Solids Motion in Gas Fluidized Beds.** *American Institute of Chemical Engineers Journal*. Volume 31, páginas 465-473, 1985;

LOS ALAMOS NATIONAL LABORATORY (LANL). **MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code Version 5.** *Applied Physics Division*, 2008;

McCONN JR, R.J.; GESH, C.J.; PAGH, R.T.; RUCKER, R.A.; WILLIAMS III, R.G. **Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling.** 357p. *Technical Report No PNNL-15870.* Pacific Northwest National Laboratory, Oak Ridge – E.U.A, 2011;

MOSOROV, V. **Strategy for Fitting Source Strength and Reconstruction Procedure in Radioactive Particle Tracking.** *Applied Radiation and Isotopes*. Volume 103, páginas 65-71, 2015;

MOSOROV, V; ABDULLAH, J. **MCNP5 Code in Radioactive Particle Tracking.** *Applied Radiation and Isotopes*. Volume 69, páginas 1287-1293, 2011;

OBADIA, I.J. **Empreendimento Reator Multipropósito Brasileiro (RMB): Desafios e Perspectivas.** In: VI Semana de Engenharia Nuclear da UFRJ. Apresentação. Disponível em: <<http://www.nuclear.ufrj.br/semana2018/apresentacoes/Palestra%20RMB/Isaac%20Obadia.pdf>>. Rio de Janeiro - RJ, 2018;

OBLOZINSKY, P.; RIBANSKY, I. **The Solid Angle Subtended at a Disk Source by a Non-Parallel Disk Detector.** *Nuclear Instruments and Methods*. Volume 94, páginas 187-188, 1971;

OLIVEIRA, A.F. da S. **Estudo da Circulação Natural para o Projeto de um Reator de Pesquisas Utilizando as Técnicas de Fluidodinâmica Computacional e Computação Evolucionária**. 67p. Dissertação (Mestrado em Ciências e Tecnologia Nucleares). Instituto de Engenharia Nuclear (IEN), Rio de Janeiro, 2012;

PERROTTA, J.A.; OBADIA, I.J. **The RMB Project Development Status**. *International Nuclear Information System*. 11p. 2012;

PERROTTA, J.A.; OBADIA, I.J.; SOARES, A.J. **The RMB Project - Development Status and Lesson Learned**. *International Nuclear Information System*. 8p. 2017;

RADOS, N; SHAIKH, A.; AL-DAHMAN, M. **Solids Flow Mapping in A High Pressure Slurry Bubble Column**. *Chemical Engineering Science*. Volume 60, páginas 6067-6072, 2005;

RAMMOHAN, A.; KEMOUN, A; AL-DAHMAN, M.; DUDUKOVIĆ, M.P. **A Lagrangian Description of Flows in Stirred Tanks via Computer-Automated Radioactive Particle Tracking (CARPT)**. *Chemical Engineering Science*. Volume 56, páginas 2629-2639, 2001;

RASOULI, M.; BERTRAND, F. and CHAOUKI, J. **A Multiple Radioactive Particle Tracking Technique to Investigate Particulate Flows**. *American Institute of Chemical Engineers Journal*. Volume 61, páginas 384-394, 2015;

ROY, S.; LARACHI, F.; AL-DAHMAN, M.; DUDUKOVIĆ, M.P. **Optimal Design of Radioactive Particle Tracking Experiments for Flow Mapping in Opaque Multiphase Reactors**. *Applied radiation and isotopes*. Volume 56, páginas 485-503, 2002;

SHEHATA A.H. **A New Method for Radioactive Particle Tracking**. 74p. Tese (Doctor of Philosophy in Nuclear Engineering). *North Carolina State University*, Raleigh – Estados Unidos, 2005;

SHULTIS, J.K; FAW R.E. **An MCNP Primer**. 42p. *An Introduction to the MCNP Code*. *Kansas State University*, Manhattan – E.U.A, 2008;

SILVA, F.S. da. **Irradiador Portátil com uma Fonte de Plutônio-Berílio para Medições de Eficiência do Banho de Sulfato de Manganês**. 103p. Dissertação (Mestrado em Radioproteção e Dosimetria). Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD), Rio de Janeiro, 2016;

TAUHATA, L.; SALATI, I.P.A.; DI PRINZIO, R.; DI PRINZIO, M.A.R.R. **Radioproteção e Dosimetria: Fundamentos**. Rio de Janeiro – RJ: 9ª revisão, 2014;

UPADHYAY, R.K.; PANT, H.J.; ROY, S. **Experimental Validation of Design and Performance Parameters of Radioactive Particle Tracking (RPT) Experimentation**. *Applied Radiation and Isotopes*. Volume 153, 9p., 2019;

VIEIRA, W.S. **Método para a Avaliação de Unidades Industriais Utilizando a Técnica de Rastreamento de Partícula Radioativa**. 103p. Tese (Doutorado em Engenharia Nuclear) – Universidade Federal do Rio de Janeiro (UFRJ), Rio de Janeiro, 2009;

VIEIRA, W.S.; BRANDÃO, L.E.; BRAZ, D. **An Alternative Method for Tracking a Radioactive Particle Inside a Fluid**. *Applied Radiation and Isotopes*. Volume 85, páginas 139-146, 2014;

VIJAYAN, P.; NAYAK, A. **Introduction To Instabilities In Natural Circulation Systems**. In: *IAEA Training Course on Natural Circulation Phenomena and Passive Safety Systems in Advanced Water-cooled Reactors*. Abdus Salam International Centre for Theoretical Physics (ICTP), 2010;

VIJUK, R.P.; BRUSCHI, H. **AP600 Offers a Simpler Way to Greater Safety, Operability, and Maintainability**. *Nuclear Engineering International*. Volume 33, páginas 22-28, 1988;

YADAV, A; PANT, H.J.; ROY, S. **Velocity Measurements in Convective Boiling Flow Using Radioactive Particle Tracking Technique**. *American Institute of Chemical Engineers Journal*. Volume 66, 1ª edição, 2020.

APÊNDICE A

ARQUIVO DE ENTRADA MCNP (ARQUIVO "INP") PARA A CONFIGURAÇÃO 1

```

Simulação da técnica CARPT baseada em modelo do RMB
C *****
C Jonathan Melo *
C Última revisão: 12/2020 *
C Fonte: Sc-46 (0.899MeV; meia-vida de 83.83d) *
C Detectores: Nal 5"x5" *
C Distância tanque-detector: 20cm *
C Altura dos detectores(z): 140-210-140-70cm *
C Conteúdo do tanque: água *
C Altura do tanque: 280cm *
C Diâmetro externo do tanque: 40cm *
C *****
C
C CELL CARDS
C
10 1 -0.998027 -1 IMP:P=1 $ Interior do tanque (água)
20 2 -0.9 1 -2 IMP:P=1 $ Espessura do tanque (PP)
30 3 -0.001205 2 -3 4 5 6 7 8 9 10 11 12 13 14 15 IMP:P=1 $ Ar
40 4 -3.667 -4 IMP:P=1 $ Detector esquerda
50 4 -3.667 -5 IMP:P=1 $ Detector trás
60 4 -3.667 -6 IMP:P=1 $ Detector direita
70 4 -3.667 -7 IMP:P=1 $ Detector frente
80 0 3 IMP:P=0 $ Vácuo externo
90 5 -2.6989 -8 4 IMP:P=1 $ Invólucro detector esquerda
100 5 -2.6989 -9 5 IMP:P=1 $ Invólucro detector trás
110 5 -2.6989 -10 6 IMP:P=1 $ Invólucro detector direita
120 5 -2.6989 -11 7 IMP:P=1 $ Invólucro detector frente
130 6 -11.35 -12 8 IMP:P=1 $ Chumbo detector esquerda
140 6 -11.35 -13 9 IMP:P=1 $ Chumbo detector trás
150 6 -11.35 -14 10 IMP:P=1 $ Chumbo detector direita
160 6 -11.35 -15 11 IMP:P=1 $ Chumbo detector frente

C SURFACE CARDS
C
C ----- Tanque e "esfera universo" -----
C
1 rcc 0 0 1 0 0 278 39 $ Cilindro interno
2 rcc 0 0 0 0 0 280 40 $ Cilindro externo
3 sz 140 300 $ "Esfera universo"
C
C ----- Detectores de Nal 5"x5" -----
C
4 rcc -72.70 0 70 12.70 0 0 6.35 $ Detector esquerda
5 rcc 0 60 140 0 12.70 0 6.35 $ Detector trás
6 rcc 60 0 210 12.70 0 0 6.35 $ Detector direita

```

