

INSTITUTO DE ENGENHARIA NUCLEAR

RAFAEL FAGUNDES RANGEL

REATORES MODULARES PEQUENOS EM REGIÃO ISOLADA: ESTIMATIVA
DO IMPACTO RADIOLÓGICO DE UM HIPOTÉTICO ACIDENTE

Rio de Janeiro

2025

RAFAEL FAGUNDES RANGEL

REATORES MODULARES PEQUENOS EM REGIÃO ISOLADA: ESTIMATIVA
DO IMPACTO RADIOLÓGICO DE UM HIPOTÉTICO ACIDENTE

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: Zelmo Rodrigues de Lima, D.Sc

Rio de Janeiro

2025

FAGU Fagundes Rangel, Rafael

Reatores Modulares Pequenos em região isolada:
Estimativa do impacto radiológico de um hipotético acidente /
Rafael Fagundes Rangel. -- Rio de Janeiro: CNEN/IEN, 2025.

xiv, 74f. : il ; 29,7cm.

Orientador: Zelmo Rodrigues de Lima

Dissertação (mestrado) – Instituto de Engenharia Nuclear,
PPGIEN, 2025.


1. Reatores Modulares Pequenos. 2. Amazônia. 3. Energia
Nuclear. 4. Segurança Operacional. 5. Simulação
Computacional.

REATORES MODULARES PEQUENOS EM REGIÃO ISOLADA: ESTIMATIVA
DO IMPACTO RADIOLÓGICO DE UM HIPOTÉTICO ACIDENTE


Rafael Fagundes Rangel

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.


Aprovada por:

Documento assinado digitalmente
 **ZELMO RODRIGUES DE LIMA**
Data: 29/07/2025 14:08:29-0300
Verifique em <https://validar.iti.gov.br>

Prof. Zelmo Rodrigues de Lima, D. Sc.

Documento assinado digitalmente
 **JULIO CEZAR SUITA**
Data: 28/07/2025 16:38:53-0300
Verifique em <https://validar.iti.gov.br>

Prof. Julio Cezar Suita, D. Sc.

Documento assinado digitalmente
 **PAULO IGOR DE OLIVEIRA PESSOA**
Data: 29/07/2025 10:05:35-0300
Verifique em <https://validar.iti.gov.br>

Dr. Paulo Igor de Oliveira Pessoa, D. Sc.

RIO DE JANEIRO, RJ – BRASIL

JULHO DE 2025

À minha esposa e companheira de jornada, Renata, e ao meu filho João Gabriel, por compreenderem com amor e paciência os momentos de ausência durante esta caminhada.

Aos meus pais, Nélcio — exemplo de retidão e presença firme enquanto esteve entre nós — e Elsan, cuja força e simplicidade moldaram minha formação como homem e profissional.

E à minha avó materna, Dona Santa, cuja presença ainda iluminava meus dias enquanto eu trilhava este percurso no mestrado.

Com gratidão e reverência, dedico este trabalho a vocês.

AGRADECIMENTOS

A Deus, minha eterna fonte de força, por ter me sustentado até aqui e permitido que esta caminhada fosse possível.

À minha família, pelo apoio incondicional nos momentos mais exigentes desta trajetória, pelo encorajamento silencioso e pela presença constante, mesmo quando fisicamente distante.

Ao meu orientador, professor e amigo Zelmo Rodrigues de Lima, pela orientação segura, pelos ensinamentos transmitidos com generosidade e pela forma íntegra e respeitosa com que sempre conduziu os trabalhos. Seu exemplo como educador e pesquisador ficará marcado em minha formação.

Aos colegas e amigos que tive a honra de conhecer na Turma de 2023 do Programa de Pós-Graduação em Ciência e Tecnologia Nucleares, com quem compartilhei aprendizados, desafios e conquistas.

Aos funcionários do Instituto de Engenharia Nuclear e ao corpo técnico-administrativo do Programa, por todo o suporte fornecido ao longo do curso. Também estendo meu agradecimento, com reflexão, àqueles que, em momentos distintos, representaram obstáculos e condutas negativas — por meio deles, aprendi sobre a importância da ética, da empatia e do exemplo que não se deve seguir.

Aos membros da banca examinadora — Prof. Júlio Cezar Suita e Prof. Paulo Igor Pessoa — por gentilmente aceitarem compor esta etapa final e por contribuírem com suas valiosas observações e tempo dedicado à avaliação deste trabalho.

À Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) e ao Instituto de Engenharia Nuclear (IEN), pela oferta de um programa de excelência em nível de pós-graduação, que me permitiu alcançar este estágio da formação acadêmica e profissional.

Por fim, agradeço à própria Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) pelo apoio financeiro concedido por meio da bolsa de estudos, que foi fundamental para a viabilização deste percurso.

“O trabalho é a vocação inicial do homem, é uma bênção de Deus, e enganam-se lamentavelmente os que o consideram um castigo.”

São Josemaría Escrivá

RESUMO

A crescente demanda por fontes de energia seguras, sustentáveis e tecnicamente viáveis impulsionou o desenvolvimento de tecnologias nucleares avançadas, entre as quais se destacam os reatores modulares pequenos (SMRs). Este trabalho tem como objetivo avaliar a segurança e a confiabilidade operacional dos SMRs em regiões isoladas da Amazônia brasileira, por meio da simulação de um cenário hipotético de acidente nuclear. A pesquisa caracteriza-se como aplicada, de abordagem quantitativa e natureza exploratório e descritiva. Foram coletados dados meteorológicos e geográficos de instituições oficiais, os quais serviram como base para a modelagem computacional utilizando o software HotSpot, ferramenta amplamente reconhecida para simulações de dispersão atmosférica de materiais radioativos. A simulação considerou diferentes variáveis ambientais, como velocidade e direção do vento, radiação solar e topografia local, a fim de estimar a extensão da pluma radioativa, os níveis de exposição e os potenciais impactos à saúde humana e ao meio ambiente. Os resultados permitem discutir os limites e potencialidades da aplicação de SMRs em territórios remotos do Brasil, contribuindo com subsídios técnicos para formulação de políticas públicas voltadas à expansão da energia nuclear no país, com ênfase na segurança operacional, na inclusão territorial e na sustentabilidade energética.

Palavras-chave: Reatores Modulares Pequenos. Amazônia. Energia Nuclear. Segurança Operacional. Simulação Computacional.

ABSTRACT

The growing demand for safe, sustainable, and technically viable energy sources has driven the development of advanced nuclear technologies, among which Small Modular Reactors (SMRs) stand out. This study aims to assess the safety and operational reliability of SMRs in isolated regions of the Brazilian Amazon by simulating a hypothetical nuclear accident scenario. The research is characterized as applied, with a quantitative approach and an exploratory and descriptive nature. Meteorological and geographical data were collected from official institutions and used as the basis for computational modeling using the HotSpot software — an internationally recognized tool for simulating the atmospheric dispersion of radioactive materials. The simulation considered various environmental variables, such as wind speed and direction, solar radiation, and local topography, to estimate the extent of the radioactive plume, exposure levels, and potential impacts on human health and the environment. The results enable a critical discussion on the feasibility and limitations of deploying SMRs in remote Brazilian territories and provide technical input for public policy development focused on expanding nuclear energy in the country, with an emphasis on operational safety, territorial integration, and energy sustainability.

Keywords: Small Modular Reactors. Amazon. Nuclear Energy. Operational Safety. Computational Simulation.

LISTA DE FIGURAS

Figura 1 – Corte esquemático vertical de um módulo SMR tipo PWR (NuScale).....	40
Figura 2 – Diagrama vetorial da pluma radioativa em coordenadas cartesianas para simulação atmosférica.....	42
Figura 3 – Mapa de localização de Coari.....	46
Figura 4 – Proposta de localização para instalação do SMR em zona rural de Coari.....	49
Figura 5 – Corte esquemático do NuScale Power Module.....	51
Figura 6 – Diagrama de corte da planta do edifício de contenção e da piscina comum....	52
Figura 7 – Rosa dos Ventos, cidade de Coari, AM, referente ao ano de 2024.....	56
Figura 8 – Contagens das Irradiações, cidade de Coari, AM, referente ao ano de 2024.....	57
Figura 9 – Irradiações em função da distribuição das velocidades do vento, cidade de Coari, AM, referente ao ano de 2024.....	57
Figura 10 - Tela inicial do HotSpot com as opções de modelos de dispersão atmosféricas pré-configuradas	60
Figura 11 - Tela do HotSpot para configurar os dados do termo de fonte	61
Figura 12 - Tela do HotSpot para configurar os dados da velocidade do vento em 10 metros e as classes de estabilidade de Pasquill-Gifford	61
Figura 13 - Tela do HotSpot para configurar a altura do receptor e as vinte posições em relação ao ponto de liberação da pluma	62
Figura 14 - Tela do HotSpot para configurar vários parâmetros	62
Figura 15 - Tela do HotSpot para configurar os arquivos de tabelas e gráficos que são gerados na saída e a localização para o Google Earth Pro	63
Figura 16 - Variação da Dose Efetiva Total com a distância a partir do ponto de liberação, para cada classe de estabilidade	64
Figura 17 - Curvas de isodoses, interna, mediana e externa, para a classe de estabilidade A.....	67
Figura 18 - Curvas de isodoses, interna, mediana e externa, para a classe de estabilidade B.....	68
Figura 19 - Curvas de isodoses, interna, mediana e externa, para a classe de estabilidade C.....	68
Figura 20 - Curvas de isodoses, interna, mediana e externa, para a classe de estabilidade D.....	69
Figura 21 - Curvas de isodoses, interna, mediana e externa, para a classe de estabilidade E.....	69
Figura 22 - Curvas de isodoses, interna, mediana e externa, para a classe de estabilidade F.....	70

LISTA DE TABELAS

Tabela 1 – Limites de dose efetiva total anual para IOE e Público Geral.....	38
Tabela 2 – Parâmetros do Núcleo do Reator	51
Tabela 3 – Inventário do termo de fonte liberado pelo LOCA - SMR NuScale.....	55
Tabela 4 – Classes de Estabilidade de Pasquill-Gifford conforme HOMANN, 2014.....	58
Tabela 5 – Equivalências entre as irradiações e condições observáveis.....	58
Tabela 6 – As classes de estabilidade de Pasquill.....	58
Tabela 7 – Velocidades e Classes de Estabilidade fornecidas ao HotSpot.....	59
Tabela 8 – Variação da Dose Efetiva Total com as posições dos receptores.....	65
Tabela 9 – Máximas doses efetivas totais.....	66
Tabela 10 – Variações das curvas de isodoses.....	70

LISTA DE ABREVIATURAS E SIGLAS

ABWR	- Advanced Boiling Water Reactor
ALARA	- As Low As Reasonably Achievable
ANEEL	- Agência Nacional de Energia Elétrica
APR	- Advanced Power Reactor
APS	- Análise Preliminar de Segurança
BWR	- Boiling Water Reactor
CAREM	- Central Argentina de Elementos Modulares
CAPES	- Coordenação de Aperfeiçoamento de Pessoal de Nível Superior
CDTN	- Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear
CNEN	- Comissão Nacional de Energia Nuclear
COSYMA	- Code System from MARIA
DBA	- Design Basis Accident (Acidente de Base de Projeto)
EPA	- Environmental Protection Agency
EPR	- European Pressurized Reactor
EPE	- Empresa de Pesquisa Energética
FGR	- Fissão Gasosa de Produtos de Gás
GFR	- Gas-cooled Fast Reactor
GY	- Gray
HEPA	- High-Efficiency Particulate Air
IAEA	- International Atomic Energy Agency
IBGE	- Instituto Brasileiro de Geografia e Estatística
ICRP	- International Commission on Radiological Protection
ID	- Identificador
IEN	- Instituto de Engenharia Nuclear
INMET	- Instituto Nacional de Meteorologia
MCTI	- Ministério da Ciência, Tecnologia e Inovação
MSR	- Molten Salt Reactor
NN	- Norma Nuclear
NRC	- Nuclear Regulatory Commission
OMS	- Organização Mundial da Saúde
PWR	- Pressurized Water Reactor
SFR	- Sodium-cooled Fast Reactor
SIN	- Sistema Interligado Nacional
SMR	- Small Modular Reactor
Sv	- Sievert
TA	- Termoacumulador Atmosférico
TECDOC	- Technical Document
UNEP	- United Nations Environment Programme
USA	- United States of America
ZPE	- Zona de Planejamento de Emergência
WNA	- World Nuclear Association

SUMÁRIO

1. INTRODUÇÃO	15
1.1 Objetivos.....	17
1.1.1 Objetivo Geral.....	17
1.1.2 Objetivos Específicos.....	17
2. METODOLOGIA	19
2.1 Tipo de pesquisa	19
2.2 Coleta de dados	19
2.3 Ferramenta de simulação	20
2.4 Procedimento de simulação	20
2.5 Análise dos resultados	20
3. ENERGIA NUCLEAR: EVOLUÇÃO, TECNOLOGIA E SEGURANÇA	21
3.1 Histórico e evolução da Energia Nuclear	21
3.2 Tecnologias de Reatores Nucleares: Geração I à IV	22
3.3 Acidentes nucleares e a evolução das normas de segurança	23
4. FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA	25
4.1 Radiação Nuclear	25
4.1.1 Tipos de radiações	25
4.1.1.1 Partículas alfa	26
4.1.1.2 Partículas beta	27
4.1.1.3 Radiação gama	28
4.1.1.4 Nêutrons	28
4.1.1.5 Fragmentos de fissão	29
4.1.2 Cálculo de decaimento	30
4.2 Grandezas radiológicas	31
4.2.1 Dose absorvida	32
4.2.2 Dose equivalente	33
4.2.3 Dose equivalente comprometida	34
4.2.4 Dose efetiva	35
4.2.5 Dose efetiva comprometida	36
4.2.6 Dose efetiva total	37
4.3 Acidentes de base de projeto	38
4.4 Dispersão atmosférica	40
4.5 Software HotSpot	42

4.5.1	Estrutura funcional e aplicações	43
4.5.2	Dispersão atmosférica e classes de estabilidade	44
4.5.3	Avaliação de acidentes radiológicos no HotSpot	44
4.5.4	Considerações operacionais	45
5.	APRESENTAÇÃO E DISCUSSÃO DOS RESULTADOS	46
5.1	Configuração do cenário simulado	46
5.1.1	Identificação e localização geográfica	46
5.1.2	Dados demográficos e socioeconômicos	47
5.1.3	Justificativa técnica da escolha	47
5.1.4	Proposta de localização para instalação do SMR em Coari	49
5.1.5	Caracterização do SMR considerado na simulação	50
5.2	Metodologia de simulação no HotSpot	53
5.2.1	cenário do LOCA e definição do termo de fonte do SMR	53
5.2.2	cenário de exposição e entrada dos dados no HotSpot	54
5.3	Dados de saída gerados pelo HotSpot.	63
5.3.1	Dose Efetiva Total em função da distância	63
5.3.2	curvas de contorno de isodoses	66
6.	CONSIDERAÇÕES FINAIS	71
6.1	Conclusões gerais com base nos objetivos	71
6.2	Sugestões de trabalhos futuros	72
	REFERÊNCIAS	73

1. INTRODUÇÃO

A evolução da energia nuclear ao longo das últimas décadas consolidou sua relevância na geração de energia elétrica, garantindo segurança energética para diversos países e contribuindo para a diversificação da matriz energética global. Desde o desenvolvimento dos primeiros reatores nucleares de potência, na década de 1950, essa tecnologia tem sido aprimorada continuamente, incorporando avanços em segurança, eficiência e sustentabilidade. Atualmente, a energia nuclear representa uma das principais fontes de eletricidade de base, sendo utilizada em mais de 30 países ao redor do mundo (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2021). Com um crescimento constante, essa forma de energia é essencial para países que buscam reduzir sua dependência de combustíveis fósseis e garantir uma produção energética contínua e confiável.

Embora a energia nuclear possua inúmeras vantagens, seu uso tem sido acompanhado por desafios e preocupações, principalmente no que se refere à segurança. Os acidentes de *Three Mile Island* (1979), *Chernobyl* (1986) e *Fukushima* (2011) foram marcos que impulsionaram o fortalecimento das regulamentações internacionais e o desenvolvimento de novas tecnologias de reatores mais seguros e confiáveis (WORLD NUCLEAR ASSOCIATION, 2023). A partir desses eventos, avanços significativos foram implementados no setor nuclear, incluindo sistemas de segurança passivos, controle avançado de reatores e novos materiais para blindagem e confinamento radioativo. Além disso, houve um aumento da governança internacional sobre o setor, com órgãos como a Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA) e a Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN) desempenhando papéis cruciais na regulação e monitoramento das atividades nucleares.

Entre as inovações recentes, os Reatores Modulares Pequenos (SMRs) surgem como uma alternativa promissora, oferecendo maior flexibilidade operacional, segurança aprimorada e viabilidade econômica para diferentes aplicações energéticas. Os SMRs possuem um design compacto e modular, permitindo a instalação em locais onde os reatores tradicionais não seriam viáveis. Além disso, sua construção modular possibilita escalabilidade e redução dos custos iniciais de investimento (INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, 2021). Com sua alta eficiência e reduzido impacto ambiental, os SMRs estão sendo considerados como uma alternativa viável para ampliar a matriz energética de países que buscam segurança e sustentabilidade.

No Brasil, a matriz energética é predominantemente hidrelétrica, o que a torna vulnerável a oscilações climáticas e períodos de estiagem. Diante desse cenário, a expansão da

energia nuclear pode representar uma solução viável para aumentar a segurança energética do país, além de contribuir para a redução das emissões de gases de efeito estufa e para a descarbonização da matriz elétrica nacional (EMPRESA DE PESQUISA ENERGÉTICA, 2021). A introdução dos SMRs no Brasil poderia viabilizar a eletrificação de regiões remotas, como áreas isoladas da Amazônia, que enfrentam dificuldades na interligação ao Sistema Interligado Nacional (SIN). Nessas áreas, o uso de fontes renováveis intermitentes, como solar e eólica, apresenta desafios de armazenamento e continuidade do fornecimento. Os SMRs, por sua vez, poderiam oferecer uma solução de base energética confiável, com operação contínua e menor necessidade de infraestrutura para distribuição elétrica de longa distância.

Neste contexto, o presente estudo tem como objetivo geral avaliar o nível de segurança e confiabilidade dos SMRs em aplicações energéticas. De forma específica, busca-se modelar os impactos ambientais e os riscos associados a um acidente nuclear hipotético envolvendo um SMR em uma localidade isolada da região amazônica. Para isso, serão analisadas a dispersão atmosférica de materiais radioativos e suas implicações para a saúde pública e o meio ambiente. A modelagem desse cenário contribuirá para a compreensão dos riscos potenciais da adoção de SMRs no Brasil e oferecerá subsídios técnicos para a formulação de diretrizes regulatórias e políticas públicas voltadas ao setor nuclear.

A metodologia adotada envolve a coleta de dados meteorológicos e ambientais a partir de bases de dados de instituições governamentais, como o Instituto Nacional de Meteorologia (INMET) e a Agência Nacional de Energia Elétrica (ANEEL). A modelagem da dispersão radioativa será realizada utilizando o software HotSpot, amplamente empregado para simulações de acidentes nucleares, permitindo a análise da propagação da pluma radioativa e a estimativa das doses de exposição para diferentes cenários atmosféricos. Os dados analisados incluirão variáveis como velocidade e direção do vento, nível de radiação solar e demais fatores que influenciam a dispersão de contaminantes na atmosfera. A escolha do HotSpot para as simulações se deve à sua robustez e capacidade de fornecer estimativas detalhadas dos impactos radiológicos de liberações acidentais de material radioativo, permitindo uma abordagem precisa para avaliar os riscos envolvidos.

A estrutura do trabalho seguirá as diretrizes estabelecidas pelo Instituto de Engenharia Nuclear e atenderá às normas da Associação Brasileira de Normas Técnicas (ABNT). O estudo será desenvolvido em etapas progressivas, abordando inicialmente o contexto histórico da energia nuclear no mundo, a relevância dos SMRs como solução energética e, por fim, a aplicação dessa tecnologia no Brasil, enfatizando sua importância para a segurança e eficiência energética nacional. Com isso, espera-se contribuir para o avanço do conhecimento sobre a

viabilidade dos SMRs e sua potencial aplicação em contextos energéticos estratégicos para o Brasil.

1.1 Objetivo geral

Avaliar de forma crítica e aprofundada o nível de segurança e confiabilidade de Reatores Modulares Pequenos (SMRs), por meio da simulação dos impactos potenciais de um acidente nuclear hipotético em uma localidade isolada da região amazônica, utilizando dados ambientais e meteorológicos representativos da realidade regional. Busca-se, com isso, compreender os limites operacionais e as implicações socioambientais dessa tecnologia em um contexto geográfico desafiador, além de oferecer subsídios técnicos e científicos que embasem a adoção estratégica de SMRs como alternativa energética sustentável no Brasil. Ao analisar os riscos e benefícios associados à implementação desses reatores em áreas remotas, pretende-se contribuir para o fortalecimento das políticas públicas voltadas à diversificação da matriz elétrica nacional, com ênfase na segurança operacional, na mitigação de emissões e na inclusão energética de populações historicamente marginalizadas.

1.2 Objetivos específicos

- Investigar os principais avanços tecnológicos, operacionais e de segurança incorporados aos SMRs, destacando suas potencialidades e limitações frente às exigências de instalação e operação em regiões de difícil acesso;
- Diagnosticar os principais desafios da infraestrutura energética nas áreas remotas da Amazônia Legal, evidenciando as lacunas de cobertura do Sistema Interligado Nacional (SIN) e as implicações socioeconômicas da ausência de fornecimento energético regular;
- Coletar e sistematizar dados meteorológicos e ambientais — tais como padrões de ventos, radiação solar, umidade e topografia — obtidos junto a instituições oficiais, para fundamentar a modelagem de cenários de liberação radioativa;
- Realizar simulações computacionais, utilizando o software HotSpot, para modelar a dispersão da pluma radioativa decorrente de um acidente nuclear hipotético com SMR, considerando diferentes condições climáticas e ambientais representativas;

- Analisar os efeitos potenciais da dispersão radiológica sobre o meio ambiente e a saúde pública, estimando as doses de exposição e as áreas afetadas de acordo com os parâmetros simulados;
- Formular recomendações técnicas e estratégicas para a adoção responsável de SMRs no Brasil, considerando aspectos regulatórios, ambientais, operacionais e sociais, visando orientar decisões públicas e privadas sobre a viabilidade dessa tecnologia em territórios amazônicos e similares.

2. METODOLOGIA

A presente pesquisa foi concebida com o objetivo de oferecer uma análise criteriosa e fundamentada sobre os riscos e a confiabilidade operacional de Reatores Modulares Pequenos (SMRs) em contextos geográficos desafiadores, com foco específico na região amazônica brasileira. Considerando a natureza tecnológica e ambiental do tema, adotou-se uma abordagem metodológica robusta, pautada na integração entre dados empíricos e modelagem computacional. O estudo combina elementos de investigação aplicada, exploratória e descritiva, com base quantitativa, visando simular cenários de acidente nuclear por meio de uma ferramenta amplamente reconhecida no campo da proteção radiológica. Dessa forma, a metodologia foi estruturada em quatro etapas principais: levantamento de dados ambientais e geográficos; definição do cenário de análise; simulação de acidente com liberação de material radioativo; e interpretação crítica dos resultados à luz das diretrizes normativas e científicas internacionais.

2.1 Tipo de pesquisa

Trata-se de uma pesquisa aplicada, uma vez que visa gerar conhecimento útil para a resolução de problemas práticos relacionados à segurança energética e ambiental no contexto da expansão de reatores nucleares modulares. Adota abordagem quantitativa por meio de análises numéricas e simulações computacionais, e método exploratório-descritivo, pois busca explorar e descrever fenômenos ainda pouco estudados no contexto brasileiro.

2.2 Coleta de dados

Os dados utilizados para alimentar as simulações foram obtidos junto a bases oficiais, incluindo:

- INMET – Instituto Nacional de Meteorologia: fornecimento de dados médios anuais de 2023 sobre temperatura, umidade relativa, direção e velocidade do vento, além de radiação solar (em W/m^2);
- IBGE – Instituto Brasileiro de Geografia e Estatística: dados populacionais e geográficos da localidade estudada;
- ANEEL – Agência Nacional de Energia Elétrica: informações sobre a cobertura da rede elétrica na região.

Os dados foram sistematizados em planilhas próprias e organizados segundo variáveis atmosféricas e territoriais relevantes ao modelo de dispersão radioativa.

2.3 Ferramenta de simulação

A modelagem do acidente foi realizada utilizando o software HotSpot Health Physics Codes, desenvolvido pelo Lawrence Livermore National Laboratory (LLNL), amplamente adotado para simulações de liberação e dispersão atmosférica de radionuclídeos. O HotSpot possibilita a estimativa da pluma radioativa, cálculo de dose absorvida, concentração em solo e atmosfera, além da delimitação de zonas de risco.

O cenário modelado considera a liberação acidental de material radioativo oriundo de um SMR em operação, com parâmetros adaptados a um modelo genérico de reator modular com potência inferior a 300 MWe.

2.4 Procedimentos de simulação

Definição da localidade amazônica hipotética, com base em critérios de isolamento, ausência de interligação ao SIN e dados geoclimáticos;

- Inserção dos dados atmosféricos médios no software HotSpot;
- Definição da fonte radioativa, tempo de liberação e altura da emissão;
- Execução de simulações para diferentes condições atmosféricas;
- Registro gráfico e numérico das plumas geradas.

2.5 Análise dos resultados

Os resultados obtidos foram analisados à luz dos critérios técnicos estabelecidos pela CNEN e da IAEA, considerando os efeitos sobre a saúde pública, os impactos ambientais e a extensão territorial afetada. A análise incluiu:

- Comparação entre cenários climáticos distintos;
- Identificação das áreas de maior exposição;
- Discussão sobre estratégias de mitigação e contenção;
- Avaliação do risco associado à instalação de SMRs em regiões semelhantes.

3. ENERGIA NUCLEAR: EVOLUÇÃO, TECNOLOGIA E SEGURANÇA

3.1 Histórico e evolução da Energia Nuclear

O desenvolvimento da energia nuclear como fonte de geração de eletricidade teve início no contexto pós-Segunda Guerra Mundial, com a transição de aplicações bélicas para civis. As primeiras usinas comerciais surgiram na década de 1950, marcando uma nova era na produção de energia de base, confiável e de alta densidade energética. A União Soviética inaugurou a usina de *Obninsk* em 1954, enquanto os Estados Unidos implementaram reatores de potência em locais como Shippingport. Desde então, houve uma expansão significativa na utilização de reatores nucleares, especialmente na década de 1970, quando países como França, Japão, Alemanha e Canadá intensificaram seus programas nucleares (DUDERSTADT, 1976).

A evolução tecnológica permitiu avanços em desempenho, segurança e eficiência, refletidos nas diversas gerações de reatores que se sucederam. A energia nuclear passou a representar uma fonte estratégica para garantir estabilidade no fornecimento elétrico, principalmente diante das crises do petróleo e da crescente demanda energética global. Além disso, com o aumento da preocupação ambiental e a busca por fontes com baixa emissão de carbono, a energia nuclear voltou a ganhar relevância nas políticas energéticas de diversas nações.

No Brasil, a energia nuclear passou a integrar a matriz energética a partir da década de 1970, com a criação do Programa Nuclear Brasileiro e a construção das usinas de Angra 1, 2 e, posteriormente, Angra 3. A coordenação e fiscalização do setor passaram a ser responsabilidade da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), e instituições como o Instituto de Engenharia Nuclear (IEN) e o Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN) tornaram-se polos de pesquisa e desenvolvimento tecnológico no país (TAUHATA et al., 2014).

A energia nuclear, atualmente, é reconhecida por sua confiabilidade operacional, baixa emissão de gases de efeito estufa e potencial para atender à crescente demanda elétrica com estabilidade. No entanto, sua adoção continua desafiada por questões técnicas, políticas, regulatórias e de aceitação social. A consolidação da energia nuclear como componente estratégico da matriz energética requer não apenas avanços tecnológicos, mas também políticas públicas robustas, estrutura regulatória eficaz e programas de capacitação técnica e científica.

3.2 Tecnologias de Reatores Nucleares: Geração I à IV

A tecnologia dos reatores nucleares tem evoluído continuamente desde a década de 1950, sendo convencionalmente classificada em gerações — cada uma representando um estágio de aprimoramento técnico, operacional e de segurança. Essas gerações refletem o progresso nas exigências de desempenho, confiabilidade, proteção ambiental e mitigação de acidentes.

A Geração I compreende os primeiros reatores experimentais e protótipos comerciais, como o reator de *Obninsk* (URSS, 1954) e o de *Shippingport* (EUA, 1957). Embora pioneiros, esses reatores apresentavam limitações significativas em relação à segurança e vida útil, servindo principalmente como base de aprendizado e desenvolvimento.

A Geração II, surgida nas décadas de 1970 e 1980, incluiu os primeiros reatores comerciais em larga escala — como os PWRs (*Pressurized Water Reactors*) e BWRs (*Boiling Water Reactors*) — com sistemas de segurança redundantes e maior controle operacional. A maior parte dos reatores nucleares em operação no mundo pertence ainda a essa geração (IAEA, 2020).

A Geração III incorporou melhorias significativas, como maior eficiência térmica, ciclos de vida estendidos (60 anos ou mais), reforços nos sistemas de contenção, e especialmente os sistemas de segurança passiva — capazes de operar mesmo na ausência de energia elétrica ou intervenção humana. Exemplos notáveis incluem os reatores APR-1400 (Coreia do Sul), EPR (França) e ABWR (Japão). Essas tecnologias atendem aos requisitos normativos obrigatórios exigidos pela IAEA e refletem o consenso internacional sobre níveis adequados de proteção radiológica e contenção (IAEA SSR-1, 2019).

A Geração III+, uma extensão da anterior, representa o ápice atual em termos de tecnologia comercial. Ela prioriza ainda mais a resistência a falhas múltiplas, o uso de combustíveis avançados e a integração de critérios rigorosos de avaliação de local de instalação, conforme detalhado nas normas internacionais de segurança (IAEA, 2019).

A Geração IV, por sua vez, ainda está em fase de pesquisa e desenvolvimento. Com foco em sustentabilidade do ciclo do combustível, minimização de resíduos radioativos e resistência à proliferação, os projetos incluem reatores rápidos refrigerados a gás (GFR), reatores de sais fundidos (MSR), reatores rápidos refrigerados a sódio (SFR) e outros sistemas com capacidade de operação em altas temperaturas. A principal meta dessa geração é viabilizar a próxima revolução tecnológica do setor, combinando alta eficiência energética com impacto ambiental reduzido (GIF – Generation IV International Forum, 2020).

Além disso, os Reactores Modulares Pequenos (SMRs) surgem como uma categoria inovadora dentro da lógica de transição das gerações, embora não sejam uma geração distinta. Eles incorporam tecnologias de Geração III+ e IV, com arquitetura modular, escalabilidade, construção simplificada e foco na segurança intrínseca. Muitos modelos de SMRs atendem aos requisitos de avaliação de local definidos na norma IAEA SSR-1, destacando-se pela adaptabilidade a regiões isoladas, como a Amazônia brasileira.

A evolução tecnológica dos reatores evidencia não apenas o progresso científico, mas a resposta do setor nuclear às exigências de segurança, eficiência e aceitação pública. A adesão crescente aos padrões da IAEA e às recomendações da UNSCEAR e UNEP mostra que o futuro da energia nuclear dependerá tanto do avanço técnico quanto da governança global em torno da proteção radiológica e da sustentabilidade energética.

3.3 Acidentes nucleares e a evolução das normas de segurança

A trajetória da energia nuclear civil está fortemente marcada por três grandes acidentes que moldaram os padrões de segurança e a percepção pública sobre essa tecnologia: Three Mile Island (1979), Chernobyl (1986) e Fukushima Daiichi (2011). Cada um desses eventos serviu como ponto de inflexão para o fortalecimento das normas internacionais de segurança nuclear e o aprimoramento contínuo das práticas operacionais, regulatórias e tecnológicas.

O acidente de Three Mile Island, nos Estados Unidos, foi causado por falhas combinadas de projeto, erro humano e deficiência na comunicação entre operadores e sistemas de monitoramento. Embora os efeitos radiológicos tenham sido limitados, o episódio revelou fragilidades importantes nos procedimentos de resposta e provocou uma reavaliação dos protocolos de emergência e da interface homem-máquina (NRC, 2020).

Já o desastre de Chernobyl, ocorrido na antiga União Soviética, foi de proporções muito mais graves. A explosão do reator RBMK-1000, durante um teste de segurança mal conduzido, resultou em uma liberação massiva de material radioativo, afetando diversos países da Europa e causando impactos ambientais e de saúde pública por décadas. O acidente expôs falhas severas de projeto, ausência de barreira física e cultura de sigilo institucional, levando à criação de mecanismos de transparência internacional e ao fortalecimento da Agência Internacional de Energia Atômica (IAEA, 2021).

O caso mais recente, Fukushima Daiichi, no Japão, foi desencadeado por um terremoto de magnitude 9.0 seguido por um tsunami, que comprometeram os sistemas de resfriamento de três reatores da usina. Apesar dos reatores serem de projeto da Geração II (BWR), a extensão

dos danos e a liberação de radionuclídeos para o ambiente marítimo evidenciaram a necessidade de considerar cenários extremos de múltiplos desastres (IAEA, 2015).

Em resposta a esses eventos, a governança internacional da segurança nuclear foi profundamente transformada. A IAEA, por meio de publicações como o *Safety Fundamentals* (SF-1) e os *Safety Requirements* (SSR Series), passou a estabelecer diretrizes mais rígidas para o projeto, construção, operação e descomissionamento de instalações nucleares. O conceito de defesa em profundidade, a análise probabilística de segurança (APS), os sistemas de contenção redundantes e os mecanismos de resposta a emergências tornaram-se requisitos normativos obrigatórios.

No Brasil, esses princípios são aplicados por meio da regulamentação conduzida pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), que adota e adapta as diretrizes internacionais às particularidades nacionais. A Resolução CNEN NN-1.04, por exemplo, trata especificamente da proteção radiológica operacional em instalações nucleares.

A partir dessas experiências, os projetos mais modernos passaram a incorporar segurança passiva, maior robustez estrutural, tolerância a falhas e sistemas automáticos de parada segura. Os SMRs, por exemplo, foram concebidos com base nesses aprendizados, apresentando menor inventário radioativo, reatores encapsulados, e possibilidade de instalação subterrânea, fatores que contribuem para mitigar os riscos de acidentes catastróficos.

Portanto, os acidentes do passado desempenharam um papel pedagógico fundamental para o setor nuclear, impulsionando o desenvolvimento de uma cultura de segurança robusta, que se traduz hoje em normas técnicas mais exigentes e tecnologias mais seguras e resilientes.

4. FUNDAMENTAÇÃO TEÓRICA

4.1 Radiação Nuclear

A radiação nuclear corresponde às partículas ou ondas eletromagnéticas emitidas pelo núcleo atômico durante processos de transformação espontânea ou induzida, visando maior estabilidade. Essas emissões decorrem da instabilidade nuclear que leva ao fenômeno conhecido como decaimento radioativo. Conforme definido por TAUHATA et al. (2014, p. 19), “radiação nuclear é o nome dado às partículas ou ondas eletromagnéticas emitidas pelo núcleo durante o processo de reestruturação interna, para atingir a estabilidade”.

Dentre as radiações associadas aos processos nucleares, destaca-se a radiação ionizante, caracterizada por sua capacidade de remover elétrons de átomos ou moléculas, formando pares íon-elétron. Essa propriedade a torna especialmente relevante no contexto da proteção radiológica, pois está diretamente associada aos efeitos biológicos e ambientais observados. A radiação ionizante é proveniente tanto de radionuclídeos naturais quanto artificiais, e de equipamentos emissores específicos, como aceleradores lineares e fontes industriais.

A compreensão detalhada da radiação nuclear envolve o estudo de seus diferentes tipos, mecanismos de emissão, interação com a matéria e capacidade de penetração. Esses parâmetros são fundamentais para a definição de barreiras físicas, avaliação de doses e implementação de estratégias de proteção em instalações nucleares e médicas. A seguir, serão apresentados os principais tipos de radiações ionizantes associadas ao setor nuclear, suas características físicas e suas implicações para a segurança e a saúde humana.

4.1.1 Tipos de radiações

As radiações ionizantes podem ser classificadas com base em sua natureza física — corpuscular ou eletromagnética — e nos mecanismos de interação com a matéria. No contexto das ciências nucleares, essas radiações assumem papel central tanto em aplicações industriais e médicas quanto na análise de segurança de reatores e cenários acidentais.

Destacam-se cinco tipos principais de radiações ionizantes: partículas alfas (α), partículas betas (β), radiação gama (γ), nêutrons e fragmentos de fissão. Cada uma dessas radiações possui propriedades distintas quanto à massa, carga elétrica, energia, poder de penetração, capacidade de ionização e interação com diferentes meios materiais. Essas características influenciam diretamente o comportamento da radiação em ambientes

controlados e naturais, determinando seu alcance, potencial dano biológico, blindagens necessárias e a forma como são monitoradas.

A classificação e compreensão das diferentes formas de radiação são essenciais para a aplicação dos princípios de proteção radiológica — justificção, limitação de doses e otimização (ALARA) — além de embasar o dimensionamento técnico de barreiras físicas, o planejamento de zonas de segurança e os protocolos de resposta a emergências radiológicas. Este conhecimento também é indispensável para a simulação de cenários com liberação acidental de radionuclídeos, como no caso de acidentes envolvendo SMRs.

A seguir, serão descritas individualmente as principais radiações envolvidas em processos nucleares, suas propriedades físicas, efeitos na matéria e implicações para a segurança ocupacional e ambiental.

4.1.1.1 Partículas alfa

As partículas alfas (α) são formadas por dois prótons e dois nêutrons — estruturalmente equivalentes a um núcleo de hélio-4. São emitidas por radionuclídeos pesados instáveis, como urânio-238, rádio-226 e polônio-210, durante o processo de decaimento alfa. Essas partículas possuem carga elétrica positiva (+2) e elevada massa em comparação com outros tipos de radiação ionizante, o que lhes confere alto poder de ionização, mas baixa capacidade de penetração.

Devido à sua elevada massa e carga, partículas alfas perdem rapidamente energia ao interagir com a matéria. São facilmente bloqueadas por uma folha de papel ou pela epiderme humana, sendo, portanto, consideradas inofensivas do ponto de vista externo. No entanto, se inaladas, ingeridas ou introduzidas por ferimentos, podem representar sério risco biológico devido à intensa ionização em tecidos internos — aumentando significativamente a dose absorvida em órgãos críticos.

Do ponto de vista da proteção radiológica, os emissores alfas requerem controle rigoroso quanto ao confinamento e à prevenção de contaminação interna. Instalações nucleares que manipulam radionuclídeos emissores de partículas alfa devem dispor de sistemas de ventilação com filtragem HEPA, barreiras físicas e procedimentos específicos para o manuseio, armazenamento e descarte dos resíduos gerados.

As partículas alfas são especialmente relevantes em estudos de acidentes envolvendo liberação de radionuclídeos de actínídeos — como o plutônio — e estão presentes na

modelagem de risco radiológico interno em simulações de dispersão atmosférica como as realizadas por softwares tipo *HotSpot*.

4.1.1.2 Partículas beta

As partículas betas (β) são elétrons (β^-) ou pósitrons (β^+) emitidos a partir do núcleo de átomos instáveis durante o processo de decaimento beta. Esse tipo de radiação ocorre quando há um desequilíbrio na razão entre prótons e nêutrons no núcleo atômico, levando à conversão de um nêutron em próton (emissão de elétron) ou de um próton em nêutron (emissão de pósitron), com liberação de uma partícula beta e um neutrino associado. Radionuclídeos emissores beta comuns incluem o trítio (^3H), carbono-14 (^{14}C), fósforo-32 (^{32}P) e iodo-131 (^{131}I) (TAUHATA et al., 2014).

As partículas betas possuem massa muito inferior às partículas alfa e carga elétrica unitária, o que lhes confere maior capacidade de penetração, embora com poder de ionização mais moderado. Em geral, são capazes de atravessar materiais como papel e tecido humano superficial, mas podem ser bloqueadas por alguns milímetros de alumínio ou materiais plásticos de baixa densidade.

Na prática radiológica, a proteção contra radiação beta requer o uso de blindagens adequadas para impedir tanto a penetração da radiação quanto a geração de radiação secundária (radiação de frenagem ou *bremstrahlung*), especialmente em emissores de alta energia. Para emissões betas intensas, materiais de baixo número atômico são preferíveis para minimizar esse efeito secundário (UNSCEAR, 2008).

A exposição à radiação beta é relevante tanto em ambientes laboratoriais quanto em aplicações médicas e industriais. Do ponto de vista biológico, a radiação beta pode causar danos à pele (como eritemas) em casos de contaminação externa intensa, mas os riscos mais significativos ocorrem por ingestão ou inalação de radionuclídeos emissores beta, que podem se concentrar em tecidos-alvo como a tireoide, ossos ou sistema hematopoiético.

O conhecimento detalhado das características das partículas beta é essencial para o estabelecimento de protocolos de monitoramento individual, dimensionamento de barreiras protetoras e simulação de impactos em cenários acidentais envolvendo radionuclídeos de alta mobilidade atmosférica ou biológica.

4.1.1.3 Radiação gama

A radiação gama (γ) é uma forma de radiação eletromagnética de alta frequência e energia, emitida a partir do núcleo de átomos instáveis durante processos de transição energética, geralmente após o decaimento alfa ou beta. Ao contrário das partículas alfa e beta, a radiação gama não possui massa nem carga elétrica, o que lhe confere elevada capacidade de penetração e baixo poder de ionização por unidade de trajetória (TAUHATA et al., 2014).

A natureza eletromagnética da radiação gama a torna semelhante aos raios X, diferindo principalmente pela origem nuclear (raios gama) ou extranuclear (raios X). Essa radiação é altamente penetrante e requer blindagens espessas de materiais densos, como chumbo ou concreto, para ser atenuada de forma eficaz. A espessura da blindagem depende da energia da radiação e do nível de proteção desejado, sendo calculada com base em coeficientes de atenuação linear e camadas semirredutoras (UNSCEAR, 2008).

A radiação gama está presente em diversas aplicações nucleares, incluindo radioterapia, radiografia industrial, esterilização de materiais e, de forma significativa, nos produtos de fissão liberados em reatores nucleares. Por seu alto poder de penetração, é uma das formas de radiação mais preocupantes em acidentes com liberação ambiental de radionuclídeos, podendo atingir estruturas internas de edifícios e organismos vivos a distâncias consideráveis.

Em termos biológicos, a exposição à radiação gama pode causar efeitos determinísticos e estocásticos, dependendo da dose, tempo de exposição e área corporal afetada. Efeitos agudos incluem náuseas, hematopenia e necrose tecidual em altas doses, enquanto exposições prolongadas e cumulativas estão associadas a risco aumentado de câncer.

Dado seu uso extensivo e potencial de risco, a radiação gama é objeto de rigorosos controles em instalações nucleares, exigindo monitoramento contínuo de área, dosimetria individual e barreiras físicas apropriadas. Sua avaliação também é essencial em modelagens de cenários acidentais, sendo um dos principais fatores de risco a serem considerados em análises de impacto ambiental e ocupacional.

4.1.1.4 Nêutrons

Os nêutrons são partículas subatômicas eletricamente neutras, presentes no núcleo dos átomos e fundamentais para a estabilidade nuclear. Em reatores nucleares, os nêutrons desempenham papel central na manutenção da reação em cadeia, pois ao colidirem com núcleos

físseis, como o urânio-235 ou o plutônio-239, provocam sua fissão e a consequente liberação de energia e novos nêutrons (TAUHATA et al., 2014).

Ao contrário das partículas carregadas, os nêutrons não sofrem interação eletromagnética, o que lhes confere elevada capacidade de penetração, especialmente os nêutrons rápidos. Isso torna sua contenção mais desafiadora, exigindo o uso de blindagens compostas por materiais ricos em hidrogênio — como água, concreto especial ou parafina — que promovem sua moderação (redução da energia) e posterior absorção por núcleos captadores como o boro ou o cádmio.

Os nêutrons são classificados conforme sua energia em três categorias principais: nêutrons térmicos (baixa energia, em equilíbrio com o meio moderador), epitermais (energia intermediária) e rápidos (alta energia, como os gerados na fissão). Cada faixa energética determina o tipo de interação predominante com a matéria — dispersão elástica, inelástica ou captura — e influencia diretamente os riscos associados à exposição.

Do ponto de vista da proteção radiológica, os nêutrons representam um dos tipos mais preocupantes de radiação devido à sua alta efetividade biológica relativa (RBE) e dificuldade de detecção. A exposição a nêutrons pode causar danos severos aos tecidos humanos, incluindo efeitos carcinogênicos e hematológicos, necessitando de monitoramento com detectores específicos e dosímetros especiais para estimar a dose equivalente (ICRP, 2007).

Em cenários acidentais, a liberação de nêutrons é mais restrita, sendo relevante principalmente em casos de criticidade acidental ou proximidade de fontes não blindadas. A modelagem da liberação de nêutrons requer ferramentas computacionais especializadas e parametrizações que levem em conta a geometria do núcleo, os moderadores presentes e as reações de captura e espalhamento múltiplo.

A avaliação do risco associado aos nêutrons é fundamental no planejamento de zonas de exclusão, desenho de sistemas de contenção e análise de segurança de reatores modulares, especialmente aqueles com características inovadoras como os SMRs refrigerados a gás ou sal fundido, que operam com espectros de nêutrons distintos dos reatores térmicos convencionais.

4.1.1.5 Fragmentos de fissão

Os fragmentos de fissão são núcleos atômicos altamente instáveis e radioativos gerados diretamente pela divisão de um núcleo pesado, como urânio-235 ou plutônio-239, durante o processo de fissão nuclear. Quando o núcleo fissil absorve um nêutron térmico, ele se torna instável e se divide em dois fragmentos principais, geralmente assimétricos, com massas

intermediárias e altos níveis de excitação, acompanhados da emissão de nêutrons adicionais e radiação gama (TAUHATA et al., 2014; DUDERSTADT, 1976).

Esses fragmentos possuem meia-vida variada, emitindo partículas beta e radiação gama durante sua estabilização, o que os torna uma das principais fontes de calor residual e de radiação em reatores nucleares mesmo após o desligamento do reator (*decay heat*). Sua composição inclui radionuclídeos como céσιο-137, iodo-131, estrôncio-90, xenônio-133, entre outros, muitos dos quais têm grande relevância do ponto de vista da proteção radiológica e ambiental devido à sua toxicidade e mobilidade no ambiente.

Do ponto de vista físico, os fragmentos de fissão apresentam uma ampla gama de energias e interações com a matéria, exigindo sistemas de contenção eficientes no núcleo do reator e no armazenamento de combustível irradiado. Em situações acidentais, como derretimento de núcleo (*core meltdown*), esses produtos podem ser liberados no ambiente caso as barreiras de contenção sejam comprometidas, representando risco elevado para a saúde pública e o ecossistema local.

A análise dos fragmentos de fissão é essencial em estudos de modelagem de acidentes, pois a dispersão de radionuclídeos voláteis como o iodo e o céσιο constitui um dos principais vetores de exposição externa e interna. Modelos computacionais como o HotSpot consideram a composição e as taxas de liberação desses produtos para estimar doses, zonas de evacuação e medidas de mitigação em emergências nucleares.

Compreender o comportamento dos fragmentos de fissão é, portanto, crucial para o projeto de reatores seguros, o planejamento de respostas a emergências, a definição de estratégias de armazenamento de rejeitos radioativos e a formulação de políticas públicas de segurança nuclear e proteção ambiental.

4.1.2 Cálculo do decaimento

A estabilidade nuclear está relacionada ao equilíbrio entre os componentes do núcleo atômico. Quando esse equilíbrio é rompido, o núcleo se torna instável e tende a se transformar espontaneamente em outro mais estável, por meio de emissões de partículas ou radiação. Esse fenômeno é denominado decaimento radioativo, e ocorre de forma estatística, com probabilidade constante no tempo para cada tipo de nuclídeo (DUDERSTADT, 1976).

A modelagem matemática desse processo leva à equação diferencial que descreve a taxa de variação do número de núcleos instáveis $N(t)$ ao longo do tempo:

$$-\frac{dN}{dt} = \lambda N(t). \quad (1)$$

Onde:

- $N(t)$ representa o número de núcleos radioativos no instante t ;
- λ é a constante de decaimento característica do radionuclídeo, com unidade de tempo⁻¹.

A solução dessa equação fornece uma função exponencial decrescente, representando a redução progressiva do número de núcleos ativos:

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \quad (2)$$

Nessa expressão, N_0 é o número inicial de núcleos no tempo $t = 0$.

Como o decaimento é um fenômeno probabilístico, é possível definir um tempo médio de vida do núcleo, ou seja, o tempo esperado até que um núcleo se desintegre. Esse tempo médio \bar{t} é calculado pela relação inversa da constante de decaimento:

$$\bar{t} = \frac{1}{\lambda} \quad (3)$$

Uma grandeza intimamente relacionada ao tempo de vida média é a meia-vida radioativa $T_{1/2}$, definida como o tempo necessário para que metade da população inicial de núcleos radioativos se desintegre. A meia-vida é obtida pela expressão:

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} \approx \frac{0,693}{\lambda} \quad (4)$$

O domínio desses conceitos é essencial para a estimativa da atividade radioativa de uma amostra ao longo do tempo, bem como para a definição de medidas de proteção radiológica, armazenamento de rejeitos e modelagem de acidentes envolvendo liberação de radionuclídeos.

4.2 Grandezas radiológicas

A quantificação dos efeitos da radiação ionizante no corpo humano exige o uso de grandezas radiológicas padronizadas, definidas por organismos internacionais como a

International Commission on Radiological Protection (ICRP) e adotadas pela CNEN no Brasil. Essas grandezas permitem estimar e controlar a exposição à radiação em diferentes contextos — ocupacional, médica, acidental e ambiental — fornecendo subsídios técnicos para a avaliação de riscos, definição de limites de dose e aplicação de medidas de proteção radiológica.

As grandezas radiológicas dividem-se em físicas, operacionais e de proteção. No escopo desta dissertação, são abordadas as principais grandezas utilizadas na estimativa de dose em situações de exposição externa e interna, conforme estabelecido nas publicações ICRP 103 (2007), CNEN NN 3.01 e literatura técnica consolidada (TAUHATA et al., 2014; HOMANN, 2014).

4.2.1 Dose absorvida

A dose absorvida é a grandeza física fundamental que quantifica a energia média transferida por radiação ionizante a uma unidade de massa de material irradiado. Essa grandeza é aplicável a qualquer tipo de radiação e qualquer meio irradiado, sendo essencial como base para o cálculo de outras grandezas de proteção radiológica, como a dose equivalente e a dose efetiva.

De acordo com a ICRP (1991), a dose absorvida é definida como:

$$D = \frac{d\varepsilon}{dm}. \quad (5)$$

Onde:

- D é a dose absorvida (Gy),
- $d\varepsilon$ é a energia média transferida pela radiação ionizante,
- dm é a massa do volume de tecido irradiado;

A unidade de dose absorvida no Sistema Internacional (SI) é o gray (Gy), onde:

$$1Gy = 1 \frac{J}{kg}$$

Essa grandeza descreve o efeito físico da radiação sobre a matéria, sem levar em conta o tipo de radiação ou a sensibilidade biológica do tecido-alvo. É, portanto, amplamente

empregada em estudos de interação da radiação com a matéria, planejamento radioterápico, avaliação de exposições ocupacionais, acidentes nucleares e em dosimetria em geral.

A dose absorvida também é a base para o cálculo da atividade específica (energia depositada por grama de tecido), sendo particularmente importante em exposições localizadas. Em situações clínicas e acidentais, é comum usar distribuições espaciais de dose absorvida para avaliar lesões potenciais ou limites de exposição.

Além disso, a dose absorvida é essencial em contextos que envolvem radiações de alta densidade de ionização, como partículas alfa e nêutrons, sendo a primeira medida física do impacto da radiação sobre organismos vivos ou sistemas técnicos.

4.2.2 Dose equivalente

A dose equivalente é uma grandeza utilizada na proteção radiológica para expressar o potencial de dano biológico causado por diferentes tipos de radiação ionizante ao atingirem tecidos ou órgãos específicos do corpo humano. Ela leva em consideração não apenas a quantidade de energia absorvida (dose absorvida), mas também a capacidade biológica relativa de indução de dano associada a cada tipo de radiação.

De acordo com a ICRP (1991), a dose equivalente em um tecido ou órgão T é dada pela expressão:

$$H_T = \sum_R \omega_R \cdot D_{T,R} \quad (6)$$

Onde:

- H_T é a dose equivalente no tecido ou órgão T [Sv];
- $D_{T,R}$ é a dose absorvida média no tecido T devida à radiação do tipo R ;
- ω_R é o fator de ponderação da radiação, que reflete a efetividade biológica relativa (RBE) do tipo de radiação R .

A unidade da dose equivalente é o sievert (Sv), e seu uso permite uniformizar a comparação dos efeitos estocásticos (como câncer ou mutações genéticas) de diferentes tipos de radiação.

Os valores recomendados para ω_R , segundo a ICRP 60, são:

- 1 para fótons e elétrons (incluindo múons);

- 2 para prótons;
- 20 para partículas alfa, fragmentos de fissão e núcleos pesados;
- Entre 5 e 20 para nêutrons, dependendo da energia incidente.

A dose equivalente é aplicável a exposições externas e internas e serve como base para o cálculo da dose efetiva, que incorpora a sensibilidade dos diferentes tecidos corporais.

Essa grandeza é essencial no estabelecimento de limites regulatórios de dose, especialmente em ambientes ocupacionais e em casos de acidentes com exposição a múltiplos tipos de radiação.

4.2.3 Dose equivalente comprometida

A dose equivalente comprometida é a grandeza utilizada para quantificar os efeitos da exposição interna ao material radioativo, considerando a distribuição temporal da dose recebida por um órgão ou tecido a partir da ingestão ou inalação de radionuclídeos. Diferente da dose equivalente convencional, essa grandeza se estende no tempo, refletindo o caráter prolongado da exposição decorrente da retenção metabólica dos radionuclídeos no organismo.

Segundo a definição da ICRP (1991), a dose equivalente comprometida em um tecido T é dada por:

$$H_T(\tau) = \int_0^{\tau} H_T(t) dt \quad (7)$$

Onde:

- $H_T(\tau)$ é a dose equivalente comprometida do tecido T ao longo do tempo τ [Sv];
- $H_T(t)$ é a taxa de dose equivalente no instante t ;
- τ é o tempo de comprometimento, que usualmente adota os seguintes valores:
 - 50 anos para adultos;
 - 70 anos para crianças (vida inteira).

Essa grandeza é indispensável na avaliação de riscos em exposições internas decorrentes da captação de radionuclídeos por vias respiratória, digestiva ou por ferimentos. Ela considera a distribuição do radionuclídeo no organismo, os tempos de permanência nos órgãos-alvo e os decaimentos subsequentes.

O cálculo da dose equivalente comprometida requer dados sobre:

- o biocinético do radionuclídeo (absorção, distribuição, excreção);
- o espectro da radiação emitida;
- os coeficientes de dose específicos estabelecidos pela ICRP.

Essa grandeza é fundamental para:

- o dimensionamento de medidas de proteção individual e coletiva;
- a definição de protocolos de descontaminação;
- a estimativa de riscos em cenários de acidentes nucleares ou exposições ocupacionais crônicas.

4.2.4 Dose efetiva

A dose efetiva é uma grandeza operacional de proteção radiológica que visa estimar o risco global associado à exposição do organismo inteiro à radiação ionizante. Ela considera tanto o tipo de radiação (por meio dos fatores de ponderação radiológica ω_R) quanto a sensibilidade biológica dos diversos órgãos e tecidos irradiados (por meio dos fatores de ponderação tecidual ω_T).

A dose efetiva é, portanto, uma medida ponderada da dose equivalente recebida por todos os órgãos e tecidos do corpo humano, segundo a definição da ICRP (1991):

$$E = \sum_T \omega_T \cdot H_T \quad (8)$$

Onde:

- E é a dose efetiva [Sv];
- H_T é a dose equivalente recebida pelo tecido ou órgão T [Sv];
- ω_T é o fator de ponderação tecidual, representando a fração do risco estocástico total atribuído à exposição de cada tecido.

Os ω_T fatores são definidos com base em estudos epidemiológicos e consideram a propensão de cada órgão ao desenvolvimento de câncer ou efeitos hereditários. Exemplos de valores estabelecidos pela ICRP 60 incluem:

- Medula óssea vermelha: 0,12Sv
- Pulmões: 0,12Sv

- Estômago: 0,12Sv
- Tireoide: 0,05Sv
- Pele: 0,01Sv

A unidade da dose efetiva é o sievert (Sv), assim como a da dose equivalente, e seu uso permite a comparação de diferentes situações de exposição, mesmo quando envolvem tipos distintos de radiação e regiões anatômicas variadas.

A dose efetiva é amplamente utilizada:

- na definição de limites de exposição ocupacional e do público;
- na avaliação de exposições médicas;
- em simulações de acidentes radiológicos;
- e em estudos de impacto ambiental de instalações nucleares.

4.2.5 Dose efetiva comprometida

A dose efetiva comprometida é a grandeza de proteção radiológica que quantifica o impacto a longo prazo da exposição interna a radionuclídeos, considerando o risco estocástico agregado em todo o corpo humano ao longo de um determinado período após a entrada do material radioativo no organismo.

Essa grandeza combina a dose equivalente comprometida em cada tecido com os fatores de ponderação tecidual ω_T , permitindo estimar o risco total associado a uma incorporação de material radioativo.

Segundo a ICRP (1991), a dose efetiva comprometida é expressa pela seguinte equação:

$$E(\tau) = \sum_T \omega_T \cdot H_T(\tau) \quad (9)$$

Onde:

- $E(\tau)$ é a dose efetiva comprometida ao longo do tempo τ [Sv];
- ω_T é o fator de ponderação tecidual para o tecido T ;
- $H_T(\tau)$ é a dose equivalente comprometida no tecido T durante o intervalo de tempo τ .

O tempo de comprometimento τ é, por convenção:

- de 50 anos para adultos;
- e 70 anos para crianças, representando, respectivamente, a expectativa de vida após a exposição.

A dose efetiva comprometida é particularmente importante em:

- acidentes com liberação de radionuclídeos, especialmente por via aérea ou hídrica;
- exposições ocupacionais crônicas;
- estimativas de risco coletivo;
- e na avaliação de protocolos de descontaminação e monitoramento biológico.

4.2.6 Dose efetiva total

A Dose Efetiva Total ou *Total Effective Dose* (TED), segundo HOMANN (2014) é a grandeza que representa a soma das contribuições de todas as exposições relevantes — externas e internas — recebidas por um indivíduo ao longo de determinado período. Ela consolida, em um único valor, a estimativa global de risco biológico para o organismo inteiro, permitindo a avaliação abrangente da exposição em situações complexas.

Essa grandeza é particularmente relevante em contextos nos quais a exposição envolve múltiplos caminhos, tais como:

- radiação direta (externa) proveniente de fontes localizadas ou ambientes contaminados;
- ingestão, inalação ou absorção cutânea de radionuclídeos (exposição interna)

Conforme a ICRP (1991), a dose efetiva total E_{total} (TED) pode ser definida pela equação:

$$E_{total} = E_{externa} + E(\tau) \quad (10)$$

Onde:

- $E_{externa}$ é a dose efetiva resultante da exposição externa;
- $E(\tau)$ é a dose efetiva comprometida associada à exposição interna ao longo do tempo de comprometimento τ , usualmente 50 anos para adultos.

Essa grandeza é amplamente utilizada para:

- comparar os valores com os limites regulatórios de dose definidos por órgãos como a CNEN e a IAEA;
- avaliar a necessidade de intervenções emergenciais, incluindo evacuação, descontaminação e restrições ao consumo de alimentos ou água;
- fundamentar a estimativa de riscos à saúde pública após acidentes nucleares ou liberações radiológicas controladas.

A unidade de E_{total} é o sievert (Sv), como nas demais grandezas derivadas, e sua determinação exige modelagens acuradas, coeficientes biocinéticos confiáveis e registros precisos da exposição em múltiplas vias. A Tabela 1 apresenta os limites de dose, com base na Resolução CNEN 323/24 (CNEN NN 3.01, 2024).

Tabela 1: Limites de dose efetiva total anual para IOE e Público Geral. Fonte: (CNEN NN 3.01, 2024)

GRANDEZA	ÓRGÃO	INDIVÍDUO	
		OCUPACIONALMENTE EXPOSTO	INDIVÍDUO DO PÚBLICO
Dose Efetiva	Corpo Inteiro	20 mSv	1 mSv(a)
	Cristalino	20 mSv	15 mSv
	Pele	500 mSv	50 mSv
	Mão e Pés	500 mSv	----

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

4.3 Acidentes de base de projeto

Os Acidentes de Base de Projeto (*Design Basis Accidents – DBAs*) constituem cenários hipotéticos adotados como referência para o projeto, licenciamento e operação segura de instalações nucleares. São definidos a partir de premissas conservadoras que visam garantir a integridade física da instalação e a limitação das doses à população, mesmo diante de falhas internas ou externas. No caso dos Reatores Modulares Pequenos (SMRs), embora os princípios gerais da abordagem de segurança permaneçam válidos, os DBAs são tratados dentro de uma

lógica de projeto significativamente distinta daquela dos reatores convencionais de grande porte (IAEA, 2023; CNEN NN 1.04, 2014).

Em reatores do tipo PWR tradicionais, os DBAs incluem eventos como:

- Ruptura de tubulações do circuito primário (*Loss of Coolant Accident – LOCA*);
- Expulsão inadvertida de barras de controle;
- Falhas nos sistemas de resfriamento do núcleo;
- Eventos externos severos (sismos, inundações, impactos mecânicos).

Nos SMRs — muitos dos quais se baseiam em projetos PWR de menor escala e integrados em vasos únicos — esses mesmos cenários são considerados, porém geralmente com impacto reduzido em virtude das características intrínsecas de segurança passiva, modularidade e confinamento. A título de exemplo, o projeto *NuScale Power Module*, que representa uma das arquiteturas SMR mais avançadas, é concebido com sistemas de refrigeração passiva que funcionam sem energia elétrica ou intervenção humana, garantindo a remoção de calor mesmo sob falha completa da rede elétrica (IAEA, 2023; HOMANN, 2014).

Dentre os cenários clássicos, o acidente de perda de refrigerante (LOCA) continua a ser um dos principais desafios projetuais, mas nos SMRs ele é mitigado por configurações como:

- Refrigeração natural por convecção;
- Eliminação de tubulações externas do circuito primário, já que muitos SMRs possuem layout integrado (reator, gerador de vapor e pressurizador no mesmo vaso);
- Volume menor de inventário primário e, conseqüentemente, menor energia armazenada em caso de falha.

A Figura 1 ilustra o corte técnico do módulo do reator *NuScale*, no qual observa-se o núcleo submerso dentro do vaso do reator, acoplado diretamente aos trocadores de calor, sem loop primário externo. Essa configuração reduz substancialmente as possibilidades de rompimento mecânico como as observadas em reatores convencionais.

Ainda que os DBAs sejam abordados nos SMRs com ênfase na contenção intrínseca e na defesa em profundidade, conforme discutido na IAEA TECDOC-1936, a estrutura analítica desses acidentes continua sendo fundamental para:

- Determinação das barreiras de segurança;
- Especificação dos critérios de engenharia de sistemas de resfriamento, contenção e desligamento rápido;

- Planejamento de zonas de exclusão e de resposta emergencial.



Figura 1: Corte esquemático vertical de um módulo SMR tipo PWR (NuScale). *Fonte:* IAEA (2024)

Além disso, a avaliação dos DBAs serve como base para a definição dos cenários simulados neste trabalho com uso do software HotSpot, especialmente no que tange à liberação controlada ou acidental de radionuclídeos para o meio ambiente e seus impactos sobre a saúde pública e o meio físico.

4.4 Dispersão atmosférica

A dispersão atmosférica refere-se ao conjunto de processos físicos que determinam o transporte, a diluição e a deposição de poluentes na atmosfera, sendo particularmente relevante na avaliação das consequências de acidentes nucleares. Em eventos de liberação de

radionuclídeos, a compreensão da dinâmica de dispersão atmosférica é fundamental para estimar níveis de exposição da população e definir medidas de proteção radiológica.

Segundo a International Atomic Energy Agency (IAEA), a dispersão de uma pluma radioativa é substancialmente influenciada pelas condições meteorológicas locais — como velocidade e direção do vento, estabilidade atmosférica, temperatura e topografia —, bem como por processos como deposição seca, úmida e decaimento radioativo dos radionuclídeos envolvidos (IAEA, 1986; HOMANN, 2014).

A formulação matemática clássica para modelagem da dispersão é baseada no modelo gaussiano, amplamente adotado em estudos de impacto ambiental radiológico por sua simplicidade e razoável concordância com dados experimentais, sobretudo em terrenos planos e condições atmosféricas estáveis. A equação gaussiana tridimensional para concentração atmosférica integrada no tempo $C(x,y,z,H)$, adaptada de Homann (2014), é expressa como:

$$C(x,y,z,H) = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z u} \times \exp\left(-\frac{1}{2}\left(\frac{y}{\sigma_y}\right)^2\right) \times \left\{ \exp\left(-\frac{1}{2}\left(\frac{z-H}{\sigma_z}\right)^2\right) + \exp\left(-\frac{1}{2}\left(\frac{z+H}{\sigma_z}\right)^2\right) \right\} \times \exp\left(-\frac{\lambda x}{u}\right) \times DF(x) \quad (11)$$

Onde:

- Q : taxa de liberação da fonte radioativa [Ci];
- u : velocidade média do vento [m/s];
- $\sigma_y \sigma_z$: desvios padrão da pluma nas direções lateral e vertical [m];
- H : altura efetiva de emissão [m];
- λ : constante de decaimento radioativo [s^{-1}];
- $DF(x)$: fator de depleção da pluma por deposição.

A representação espacial da pluma é feita em um sistema de coordenadas no qual o eixo x representa a direção do vento predominante, o eixo y a direção perpendicular horizontal, e o eixo z a altura a partir do solo. Esta modelagem permite simular a concentração de contaminantes em qualquer ponto do espaço, sendo essencial para estimativas de dose e planejamento de resposta emergencial.

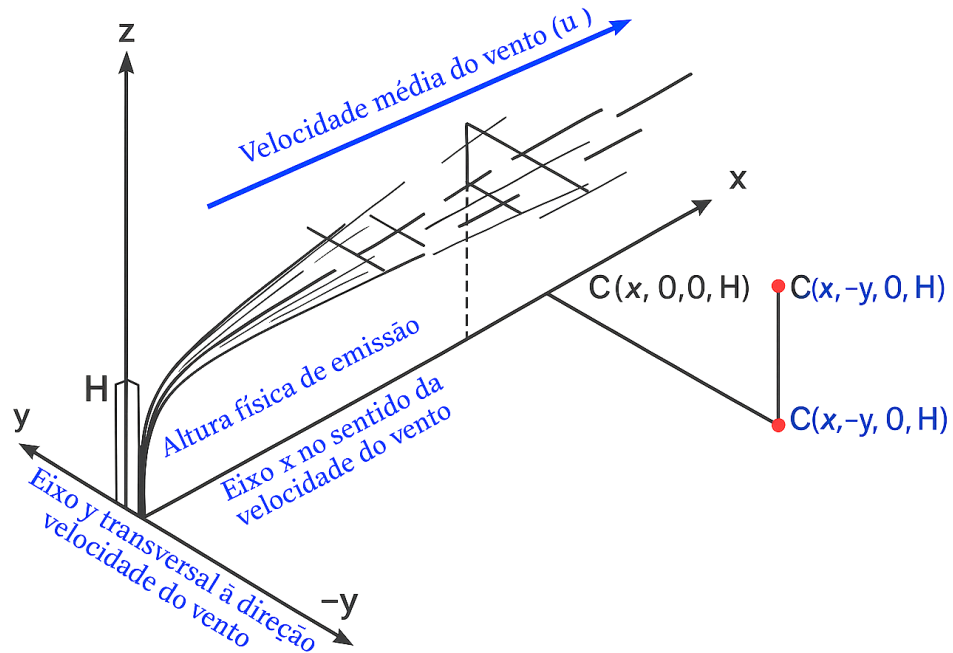


Figura 2: Diagrama vetorial da pluma radioativa em coordenadas cartesianas para simulação atmosférica. Fonte: Adaptado de HOMANN (2014)

A estabilidade atmosférica exerce papel crucial nesse processo. Ela é usualmente classificada pelas categorias de Pasquill-Gifford (A a F), que traduzem o nível de turbulência do ar e afetam diretamente os parâmetros σ_y e σ_z . Classes instáveis (como A e B) favorecem dispersão rápida, enquanto classes estáveis (como E e F) indicam plumas mais concentradas e de maior alcance horizontal. Tais parâmetros são incorporados por códigos de simulação como o HotSpot e outros modelos regulatórios adotados pela EPA e pela ICRP (EPA, 2000; ICRP, 1991).

Assim, o entendimento e a aplicação adequada da teoria de dispersão atmosférica são indispensáveis para modelagens robustas de acidentes nucleares e estimativas de impacto radiológico — especialmente em cenários de difícil acesso, como na Amazônia, onde as variabilidades meteorológicas e a cobertura vegetal impõem desafios adicionais à precisão dos modelos.

4.5 Software HotSpot

O *HotSpot Health Physics Codes* é um conjunto de ferramentas computacionais desenvolvido pelo *Lawrence Livermore National Laboratory* (LLNL), nos Estados Unidos, com o propósito de realizar estimativas rápidas e realistas sobre os efeitos da liberação atmosférica de materiais radioativos em emergências. Inicialmente concebido para ser utilizado por equipe de resposta a emergências, planejadores civis, especialistas em proteção radiológica e autoridades reguladoras, o HotSpot combina simplicidade de uso com rigor técnico, fundamentado em modelos consagrados de dispersão atmosférica e avaliação de dose (HOMANN, 2014).

Embora não tenha por objetivo substituir códigos complexos como *MACCS*, *RASCAL* ou *COSYMA*, o *HotSpot* se destaca por fornecer, em tempo real, estimativas conservadoras de concentração de radionuclídeos, distribuição espacial de plumas, deposição no solo e doses radiológicas resultantes da exposição à radiação externa e interna, com foco em eventos de curta duração e abrangência espacial limitada (até 10 km).

4.5.1 Estrutura funcional e aplicações

O software opera com base em seis módulos principais:

- I. Explosão de material radiológico (RDD);
- II. Liberação por incêndio;
- III. Dispersão de trítio;
- IV. Pluma genérica de radionuclídeos;
- V. Avaliação de doses por submersão e inalação;
- VI. Cenários de reatores e instalações nucleares.

Cada módulo permite definir variáveis críticas como:

- tipo e quantidade de radionuclídeo liberado (até 50 simultâneos);
- geometria da fonte;
- altura efetiva da liberação;
- velocidade e direção do vento;
- tempo de liberação e permanência do receptor;
- distância do receptor ao ponto de origem.

Essas configurações são processadas com base em algoritmos de dispersão gaussiana adaptados para situações reais, considerando deposição seca, decaimento radioativo, profundidade de mistura atmosférica, e rugosidade do terreno.

4.5.2 Dispersão atmosférica e classes de estabilidade

O algoritmo de dispersão atmosférica adotado pelo HotSpot é baseado no modelo gaussiano tridimensional de transporte de poluentes, utilizando funções de distribuição normal para modelar a dispersão horizontal (σ_y) e vertical (σ_z) da pluma. Diferente de implementações genéricas, o HotSpot considera ajustes para terrenos urbanos e rurais, permite variação de altura de emissão e aplica correções para deposição e decaimento.

A estabilidade atmosférica é classificada segundo o sistema Pasquill-Gifford, com seis classes de A (extremamente instável) a F (extremamente estável). O programa permite que o usuário:

- insira manualmente a classe desejada;
- ou selecione condições meteorológicas que permitam ao programa estimá-la automaticamente com base em velocidade do vento, hora do dia e cobertura de nuvens.

A influência da classe de estabilidade é crítica na determinação da concentração ao nível do solo: atmosferas instáveis (A-C) dispersam rapidamente os radionuclídeos, enquanto atmosferas estáveis (E-F) mantêm a pluma mais densa e próxima ao solo, aumentando o risco de exposição para receptores a curta distância.

4.5.3 Avaliação de acidentes radiológicos no *HotSpot*

O HotSpot possibilita simular acidentes com fontes seladas e não seladas, derramamentos, explosões, falhas estruturais em reatores e até dispersão de material radioativo por explosivos convencionais (RDDs). O código oferece resultados tanto em forma gráfica quanto tabular, com informações como:

- distâncias de alcance da pluma por faixa de dose (ex: 10 mSv, 50 mSv, 100 mSv);
- dose para órgãos críticos por faixa de exposição;
- tempo de exposição necessário para atingir limites regulatórios;

- mapa de deposição de radionuclídeos no solo.

Essa abordagem permite decisões rápidas quanto à interdição de áreas, evacuação da população, monitoramento ambiental e ativação de planos de contingência.

4.5.4 Considerações operacionais

Embora seja considerado um código de avaliação preliminar, o *HotSpot* é reconhecido pela comunidade científica e regulatória como uma ferramenta confiável para:

- planejamento de emergência;
- treinamento de equipes de resposta;
- avaliação inicial de riscos;
- apoio técnico à comunicação com o público.

Sua interface gráfica simples, aliada à robustez conceitual de sua base de dados, o torna útil tanto para especialistas quanto para gestores públicos em contextos de alta pressão decisória.

5. APRESENTAÇÃO E DISCUSSÃO DOS RESULTADOS

5.1 Configuração do cenário simulado

5.1.1 identificação e localização geográfica

O município de Coari, situado na região centro-oeste do estado do Amazonas, Brasil, foi selecionado como sede da simulação de dispersão atmosférica de material radioativo decorrente de um acidente com um Reator Modular Pequeno (SMR). Coari encontra-se localizado a uma distância aproximada de 365 km da capital, Manaus, sendo acessível majoritariamente por via fluvial ou aérea, dado seu isolamento relativo das grandes malhas rodoviárias do país.

As coordenadas geográficas do núcleo urbano principal de Coari são:

- Latitude: 4°5'44" Sul
- Longitude: 63°8'7" Oeste

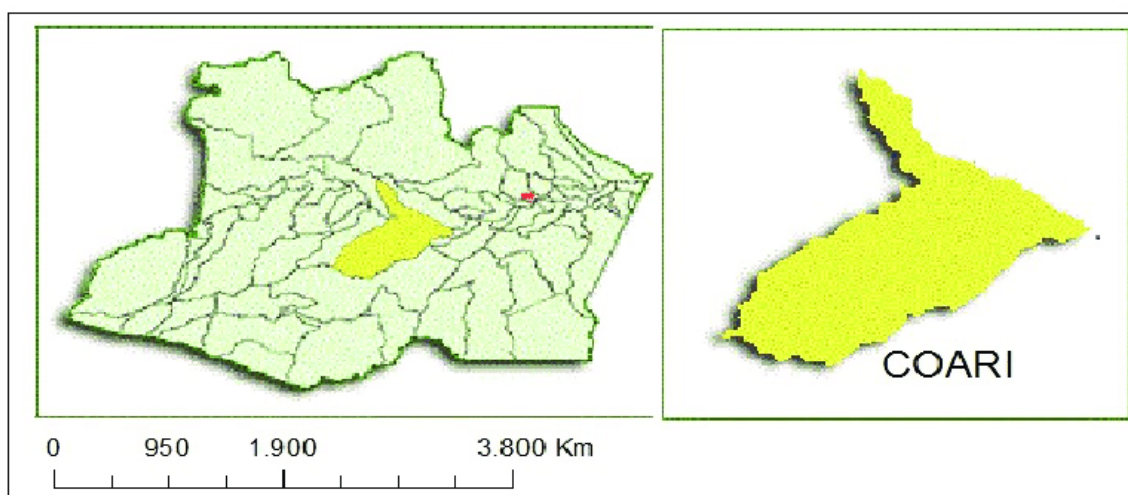


Figura 3: Mapa de localização de Coari.

Fonte: https://www.researchgate.net/publication/309781267_Uso_de_indice_de_vegetacao_para_caracterizar_a_mudanca_no_uso_do_solo_em_Coari-AM.

O município integra a microrregião do Médio Solimões, sendo banhado por extensos cursos d'água, como o rio Solimões e o lago de Coari, o que o torna geograficamente estratégico para aplicações que demandem recursos hídricos abundantes.

Do ponto de vista geopolítico, Coari possui uma vasta extensão territorial — 57.921 km² — sendo um dos maiores municípios do Brasil em área. Essa característica, aliada à baixa densidade populacional e à presença de grandes áreas rurais ainda pouco exploradas, favorece

a simulação de instalação de um SMR em zona de segurança, com reduzido impacto sobre centros urbanos e infraestrutura crítica.

5.1.2 Dados demográficos e socioeconômicos

De acordo com o Censo Demográfico de 2022, realizado pelo Instituto Brasileiro de Geografia e Estatística (IBGE), o município de Coari apresenta uma população total de 70.616 habitantes, com uma densidade demográfica de aproximadamente 1,22 habitante por km², configurando-se como uma das regiões de baixa concentração populacional na Amazônia Ocidental.

O município possui uma extensão territorial de 57.971 km², sendo um dos maiores do Brasil. A taxa de urbanização é superior a 70%, concentrando a maior parte da população na sede municipal. Apesar da dimensão territorial, grande parte da área permanece pouco ocupada ou destinada a atividades extrativistas, o que favorece, do ponto de vista técnico, a escolha de zonas seguras e isoladas para hipotética instalação de sistemas nucleares de geração de energia.

O Índice de Desenvolvimento Humano Municipal (IDH-M) de Coari é 0,586, segundo o último levantamento consolidado, indicando nível de desenvolvimento médio. A economia local é fortemente influenciada pelo setor energético, em especial pela presença da base de produção de gás natural em Urucu, operada pela Petrobras, o que confere ao município experiência prévia com tecnologias industriais de grande porte e presença de infraestrutura técnica básica, como porto, aeroporto e subestações de energia.

Além disso, Coari conta com estruturas hospitalares de médio porte, serviços de defesa civil e uma rede educacional suficiente para o porte do município, o que contribui com os critérios de segurança e atendimento emergencial exigidos para locais de interesse nuclear.

5.1.3 Justificativa técnica da escolha

A seleção do município de Coari (AM) como local-sede da simulação de um acidente radiológico com liberação atmosférica de material radioativo por meio do software HotSpot se baseia em um conjunto de critérios técnicos, normativos e operacionais. Tais critérios foram definidos com fundamento na literatura especializada, nas recomendações da *International Atomic Energy Agency* (IAEA) e nas diretrizes da Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN), especialmente no que se refere à seleção de sítios para instalação de instalações nucleares em regiões isoladas ou vulneráveis do ponto de vista energético.

Entre os principais fatores que embasaram a escolha de Coari destacam-se:

- Isolamento do Sistema Interligado Nacional (SIN): o município não é conectado ao SIN, o que implica dependência de sistemas locais de geração térmica, tornando tecnicamente justificável o uso de Reatores Modulares Pequenos (SMRs) como alternativa de geração elétrica limpa, segura e contínua;
- Disponibilidade de dados meteorológicos confiáveis: Coari dispõe de uma estação meteorológica operada pelo INMET, com registros horários de parâmetros essenciais como velocidade e direção do vento, radiação solar, umidade relativa e temperatura, condição indispensável para modelagens realistas no HotSpot;
- Baixa densidade populacional e ampla área rural disponível: com aproximadamente 1,2 hab/km², Coari permite a simulação de um cenário realista de instalação de reator em local afastado de aglomerados urbanos, reduzindo impactos sanitários, sociais e logísticos em caso de liberação acidental;
- Proximidade de corpos hídricos perenes: a localização estratégica junto ao rio Solimões e ao lago de Coari confere ao município condições favoráveis para o suprimento hídrico necessário aos sistemas de resfriamento e segurança do reator;
- Presença de infraestrutura industrial e energética instalada: a operação da unidade de produção de gás natural em Urucu, bem como a existência de porto fluvial e aeroporto, demonstra a capacidade do município em lidar com operações complexas e sensíveis, do ponto de vista logístico e tecnológico;
- Atendimento aos critérios de segurança operacional e resposta a emergências: a presença de unidades básicas de saúde, rede de comunicação e acesso aéreo contribuem para o cumprimento das zonas de planejamento de emergência (ZPE) e das zonas de exclusão, conforme definidas pela CNEN NN 3.01/2024 e pelos padrões internacionais da IAEA (GS-R-2 e NS-G-2.7).

Dessa forma, a escolha de Coari (AM) atende integralmente aos requisitos científicos e metodológicos estabelecidos para a simulação da dispersão atmosférica de material radiológico, sendo compatível com o objetivo geral deste estudo.

5.1.4 Proposta de localização para instalação do SMR em Coari

Com base na análise técnico-operacional e geográfica do município de Coari, propõe-se que a instalação hipotética do Reator Modular Pequeno (SMR) seja realizada em uma área rural a sudoeste da sede municipal, a aproximadamente 18 km do centro urbano, nas margens elevadas do lago de Coari, com acesso por via fluvial e vicinal.



Figura 4 - Proposta de localização para instalação do SMR na zona rural de Coari.
 Fonte: GOOGLE. Google Maps. Imagem de satélite de Coari - AM. Elaboração própria.

O local proposto atende aos seguintes critérios técnicos de seleção de sítio para instalações nucleares, conforme estabelecido nas normas CNEN NN 1.04, NN 2.02 e NN 3.01, bem como nas diretrizes da IAEA (NS-R-3 e SSG-35):

- Afastamento seguro do núcleo urbano, minimizando a exposição populacional em caso de acidente com liberação radiológica;
- Proximidade de corpo hídrico permanente, com vazão compatível para suprimento do sistema de resfriamento e controle térmico do reator;
- Facilidade de acesso logístico, permitindo transporte de insumos, equipamentos e suporte emergencial por via fluvial, com conectividade secundária terrestre;

- Topografia favorável, com terreno estável, acima do nível máximo de cheia, reduzindo o risco de inundação e facilitando a construção de barreiras físicas de contenção;
- Ausência de áreas urbanas densamente povoadas, unidades de conservação e terras indígenas nas redondezas, respeitando os limites legais de uso do solo e proteção socioambiental.

A área sugerida permitiria a delimitação de uma Zona de Exclusão Radiológica (ZER) com raio mínimo de 1 km, e uma Zona de Planejamento de Emergência (ZPE) com raio de 5 km, conforme orientação da CNEN NN 3.01/2024. A ocupação esparsa do entorno facilita a definição desses perímetros sem necessidade de deslocamento de habitantes ou desapropriações complexas.

Além disso, o local escolhido apresenta viabilidade logística para instalação de estruturas auxiliares, como centro de monitoramento, barreiras físicas, sistema de alarme, torre de resfriamento e acesso técnico restrito.

5.1.5 Caracterização do SMR considerado na simulação

Para a presente simulação de acidente com liberação radiológica atmosférica, foi considerado como base tecnológica o *NuScale Power Module* (NPM), um dos modelos mais avançados de Reatores Modulares Pequenos (SMRs) de tecnologia ocidental, atualmente em fase final de licenciamento nos Estados Unidos junto à *Nuclear Regulatory Commission* (NRC).

O módulo NuScale é um reator do tipo PWR (Pressurized Water Reactor), com capacidade de até 50 MWe por unidade, projetado para operação em múltiplos módulos (até 12 por planta), com alta redundância em segurança passiva e ausência de necessidade de alimentação elétrica externa para sistemas de resfriamento de emergência.

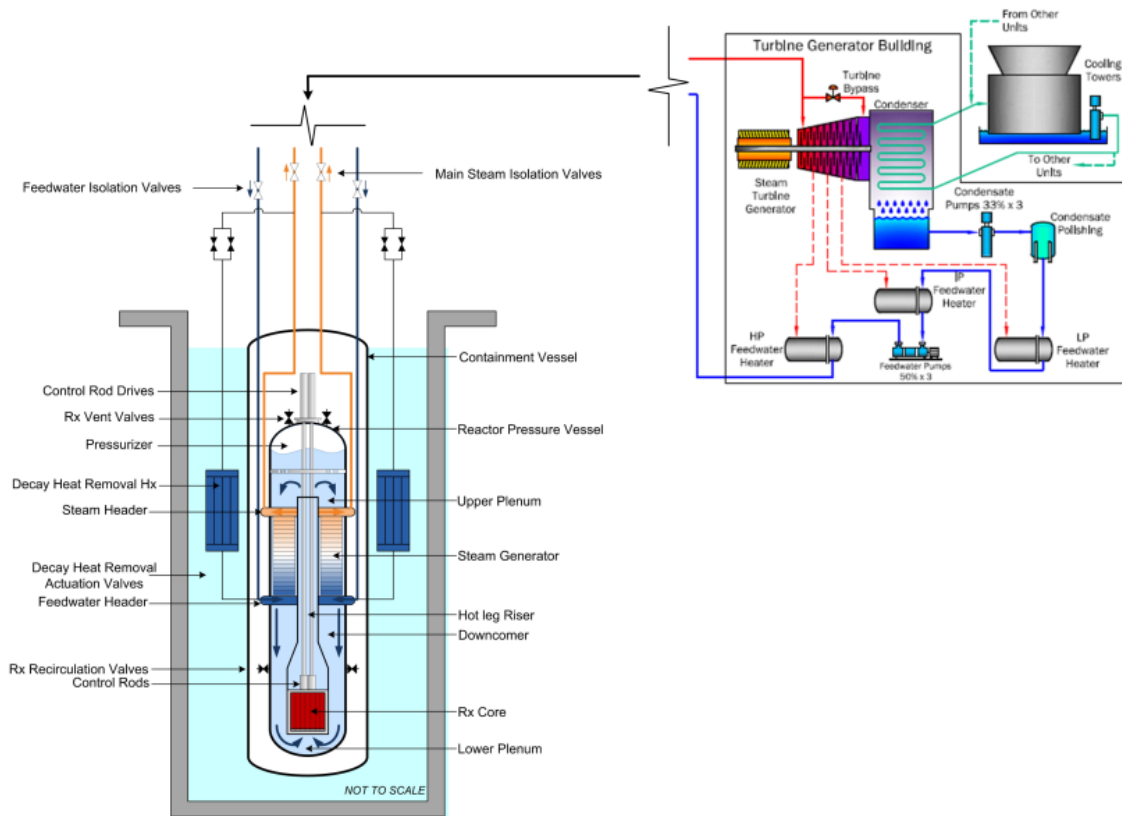


Figura 5 – Corte esquemático do NuScale Power Module.
 Fonte: NuScale Power Module Design Overview, página 13, NRC, 2013.

Tabela 2 - Parâmetros do Núcleo do Reator

Parâmetro do núcleo	Dimensões
Varetas Combustíveis (Combustível UO ₂ enriquecido tipo PWR 17 × 17 com revestimento de Zircaloy)	
Diâmetro externo da vareta	9,50 mm
Diâmetro externo da pastilha	8,18 mm
Espessura de revestimento (<i>cladding</i>)	0,569 mm
Altura ativa da vareta	2 m
Conjunto combustível (Arranjo quadrado 17 x 17)	
Espaçamento entre conjuntos (<i>assembly pitch</i>)	215 mm
Espaçamento entre varetas (<i>pin pitch</i>)	12,60 mm
Barras de Controle (Absorvedor de Boro e Carbono – B ₄ C)	
Diâmetro do material absorvedor	8,61 mm
Diâmetro externo da barra de controle	9,60 mm
Comprimento da barra de controle	2 m

Fonte: Adaptado de NuScale Design Overview, Tabela 3-2, p. 18, NRC, 2013.

O núcleo do reator contém combustível de óxido de urânio (UO₂) enriquecido a aproximadamente 4,95%, em um arranjo de 37 elementos combustíveis por núcleo. O módulo opera em ciclo de 24 meses, com uma densidade de potência significativamente inferior à de reatores PWR convencionais, o que contribui para maior estabilidade térmica e menor inventário de produtos de fissão de vida curta.

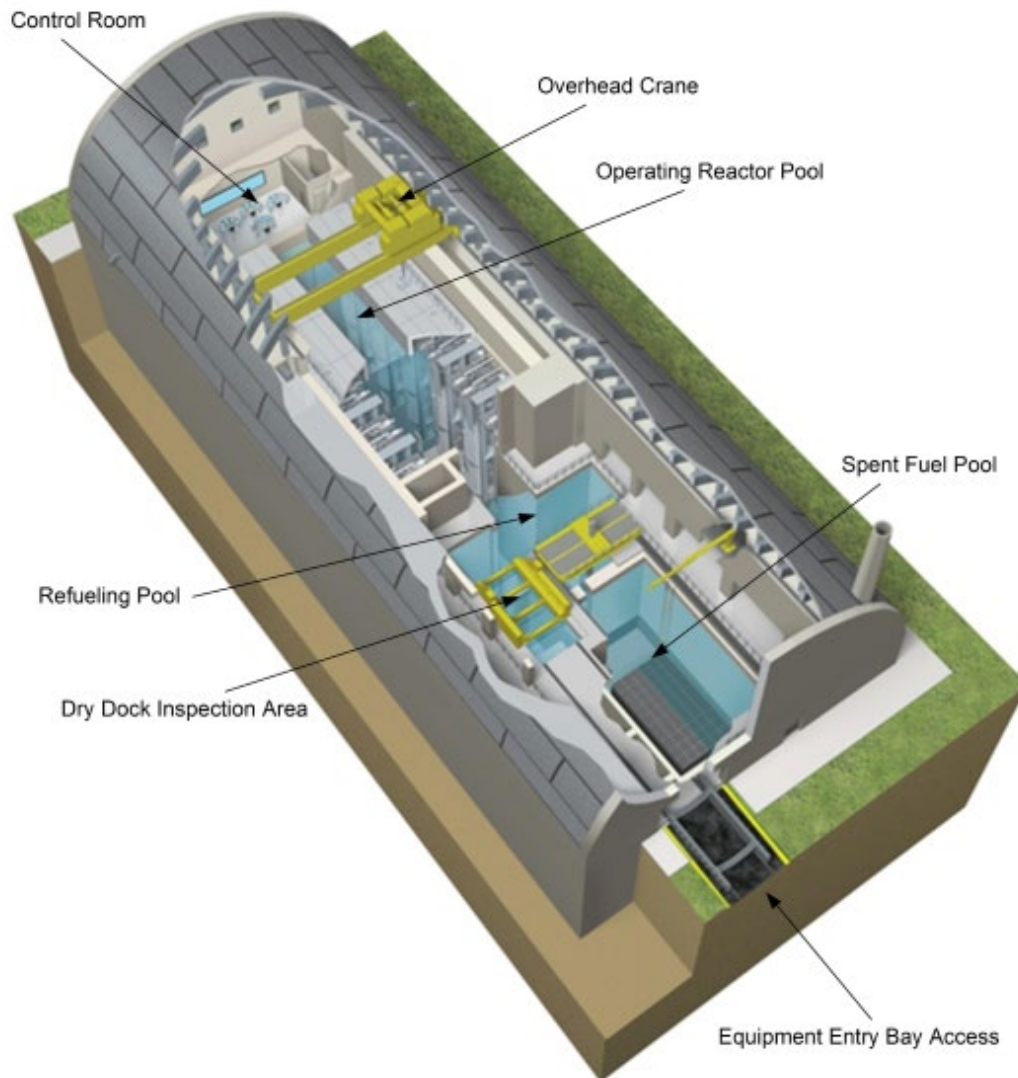


Figura 6: Diagrama de corte da planta do edifício de contenção e da piscina comum.

Fonte: *NuScale Power Module Design Overview*, página 27, NRC, 2013.

Cada módulo é abrigado individualmente em um poço de contenção submerso em uma piscina comum de resfriamento, localizada abaixo do nível do solo, com sistemas de contenção passiva que eliminam a necessidade de bombeamento forçado de refrigeração em emergências. O sistema de ventilação de emergência (por onde, hipoteticamente, pode ocorrer liberação de radionuclídeos) está localizado na porção superior da edificação.

Para fins de simulação no *HotSpot*, considerou-se a liberação hipotética de material radioativo na forma gasosa (aerossol) e de particulados, por uma falha na ventilação do sistema de contenção, com saída pelo duto técnico da cobertura da edificação, estimando-se uma altura de liberação de 10 metros. A forma física da liberação é baseada em mistura de vapores e partículas voláteis, considerando radionuclídeos representativos como Iodo-131 e Césio-137, de alta mobilidade atmosférica (o inventário completo é integrado por 49 radionuclídeos, como será visto na Tabela 3).

A escolha do modelo *NuScale* se justifica pelo seu alto grau de maturidade tecnológica, pela ampla documentação técnica disponível, e pelo alinhamento com diretrizes de segurança da IAEA (SSR-2/1 Rev.1) e da CNEN quanto à limitação do inventário, à contenção independente por módulo e à modularidade do sistema.

5.2 Metodologia de simulação no *HotSpot*

Para simular o impacto radiológico de um acidente base de projeto (DBA) foi utilizado o software *HotSpot*, Versão 3.1.2, considerando um termo de fonte gerado por um acidente de perda de refrigerante (LOCA) do SMR *Nuscale* e as condições geográficas e atmosféricas do local. A caracterização do termo de fonte devido ao LOCA será a mesma empregada em Gyamfi (2020a, 2020b) e De Souza (2021). As condições climáticas da cidade de Coari foram obtidas por uma Estação Meteorológica Automática instalada na cidade pelo INMET.

5.2.1 Cenário do LOCA e definição do termo de fonte do SMR

A análise do impacto radiológico de um DBA tipo LOCA no SMR *NuScale* foi baseada na hipotética liberação de radionuclídeos do núcleo do reator para a atmosfera após passar por diversas barreiras de contenção. Uma grande liberação de radionuclídeos só é possível quando muitas barras de combustível foram substancialmente danificadas. A maneira mais provável de isso ocorrer, de forma realista, foi pela perda de água do sistema de refrigeração primário, consequentemente deixando o núcleo do reator descoberto pela água. Esse tipo de cenário de acidente ajuda a estimar a magnitude do risco à saúde pública em qualquer liberação radiológica (GYAMFI, 2020a).

O cenário de acidente foi adotado com base na análise probabilística de segurança da NRC, que o define como o principal contribuinte da classe de produto de fissão denominada categoria de termo de fonte (STC). O STC representa uma categoria de termo fonte média que leva em conta a frequência de ocorrência e a consequência do evento de acidente (NRC, 2000 apud GYAMFI, 2020a). É presumido que o LOCA resultou na liberação de radionuclídeos para a sala do reator, que teve seu sistema de ventilação de exaustão e purga de gás ambos desligados (GYAMFI, 2020a). Enquanto os membros da equipe de operação tentavam salvar a situação, a atividade de radionuclídeos do núcleo do reator escapou através da chaminé do prédio do reator na forma de gás e particulados e, em seguida,

se difundiu na atmosfera. O inventário de radionuclídeos liberado na atmosfera é transportado a favor do vento de acordo com as condições meteorológicas do local.

A lista dos radionuclídeos produzido pelo LOCA que foi empregada neste trabalho é a mesma que foi obtida em Gyamfi, (2020a, 2020b) e De Souza (2021). As atividades foram obtidas utilizando-se o software *Scale* 6.1, considerando um período de queima de 2 anos (730 dias) com o SMR operando continuamente em potência máxima. Os radionuclídeos depletados estimados de maior consequência para a saúde (GYAMFI, 2020a), (DE SOUZA, 2021), foram usados no código HotSpot para estimativa de doses. O termo fonte de acidente de LOCA para o SMR é mostrado na Tabela 3. A atividade total dos radionuclídeos gerados foi de $9,834E+17$ Bq. Nessa tabela também são consideradas as frações de liberação de cada radionuclídeo conforme recomendado em NRC (2000).

5.2.2 Cenário de exposição e entrada dos dados no Hotspot

Além do termo de fonte definido na seção anterior, para que se possa realizar as simulações, o usuário do software HotSpot precisa fornecer outros parâmetros relacionados com as condições climáticas/atmosféricas. Com relação às condições meteorológicas da cidade de Coari foram consideradas as medidas realizadas pela Estação Meteorológica Automática, coletadas ao longo de 24h diariamente, durante o ano de 2024. Esses dados podem ser acessados na página do INMET (INMET, 2025). De acordo com esses dados a distribuição do vento obtida é dada pela rosa dos ventos na Figura 7.

Pela Figura 7, verificamos que a direção do vento predominante é na direção noroeste (NW) para sudoeste (SO), 315° . Para se determinar as condições de estabilidade atmosférica de Pasquill-Gilfford foi considerada a irradiação solar (insolação).

A Figura 8 representa as contagens dos valores medidos da irradiação solar (insolação solar), e podemos verificar que há uma concentração de contagens para irradiações abaixo de $100 W/m^2$. Os correspondentes valores das irradiações com as velocidades do vento medidas a 10 metros, estão apresentadas na Figura 9.

Tabela 3: Inventário do termo de fonte liberado pelo LOCA - SMR NuScale.

Nuclídeo	Meia-Vida, $T_{1/2}$	Atividade (Bq)	Fração de Liberação
Ba-137m	2,552 min.	1,401E+15	0,02
Ba-140	12,74 dias	3,106E+16	0,02
Ce-144	284,3 dias	2,223E+16	0,0005
Cs-134	2,062 anos	7,850E+14	0,3
Cs-136	13,1 dias	4,048E+14	0,3
Cs-137	30,0 anos	1,476E+15	0,3
Cs-138	32,2 min.	3,361E+16	0,3
I-131	8,04 dias	1,642E+16	0,4
I-132	2,30 horas	2,422E+16	0,4
I-133	20,8 horas	3,522E+16	0,4
I-134	52,6 min.	4,007E+16	0,4
I-135	6,61 horas	3,329E+16	0,4
Kr-85	10,756 anos	2,052E+14	1
Kr-85m	4,48 horas	5,660E+15	1
Kr-87	76,3 min.	1,093E+16	1
Kr-88	2,84 horas	1,463E+16	1
La-140	40,272 horas	3,198E+16	0,0002
Mo-99	66,0 horas	3,194E+16	0,0025
Np-239	2,355 dias	3,005E+17	0,0005
Pr-144	17,28 min.	2,230E+16	0,0002
Pr-144m	7,2 min.	2,557E+14	0,0002
Pu-239	24065 anos	9,686E+12	0,0005
Rb-88	17,8 min.	1,480E+16	0,3
Rh-103m	56,12 min.	2,189E+16	0,0025
Rh-106	29,8 s	5,257E+15	0,0025
Ru-103	39,28 dias	2,215E+16	0,0025
Ru-106	368,2 dias	4,914E+15	0,0025
Sb-127	3,85 dias	1,322E+15	0,05
Sb-129	4,32 horas	4,160E+15	0,05
Sr-89	50,5 dias	2,010E+16	0,02
Sr-90	29,12 anos	1,247E+15	0,02
Sr-91	9,5 horas	2,494E+16	0,02
Tc-99m	6,02 horas	2,815E+16	0,0025
Te-127	9,35 horas	1,315E+15	0,05
Te-127m	109 dias	6,177E+13	0,05
Te-129	69,6 min.	4,163E+15	0,05
Te-129m	33,6 dias	1,585E+12	0,05
Te-131	25,0 min.	1,494E+16	0,05
Te-131m	30 horas	1,964E+15	0,05
Te-132	78,2 horas	2,382E+16	0,05
Xe-131m	11,84 dias	2,079E+14	1
Xe-133	5,243 dias	3,407E+16	1
Xe-133m	2,19 dias	4,204E+14	1
Xe-135	9,14 horas	1,808E+16	1
Xe-135m	15,29 min.	4,899E+15	1
Xe-138	14,08 min.	3,104E+16	1
Y-90	64,0 horas	1,264E+15	0,0002
Y-91	58,51 dias	2,538E+16	0,0002
Y-91m	49,71 min	1,428E+16	0,0002

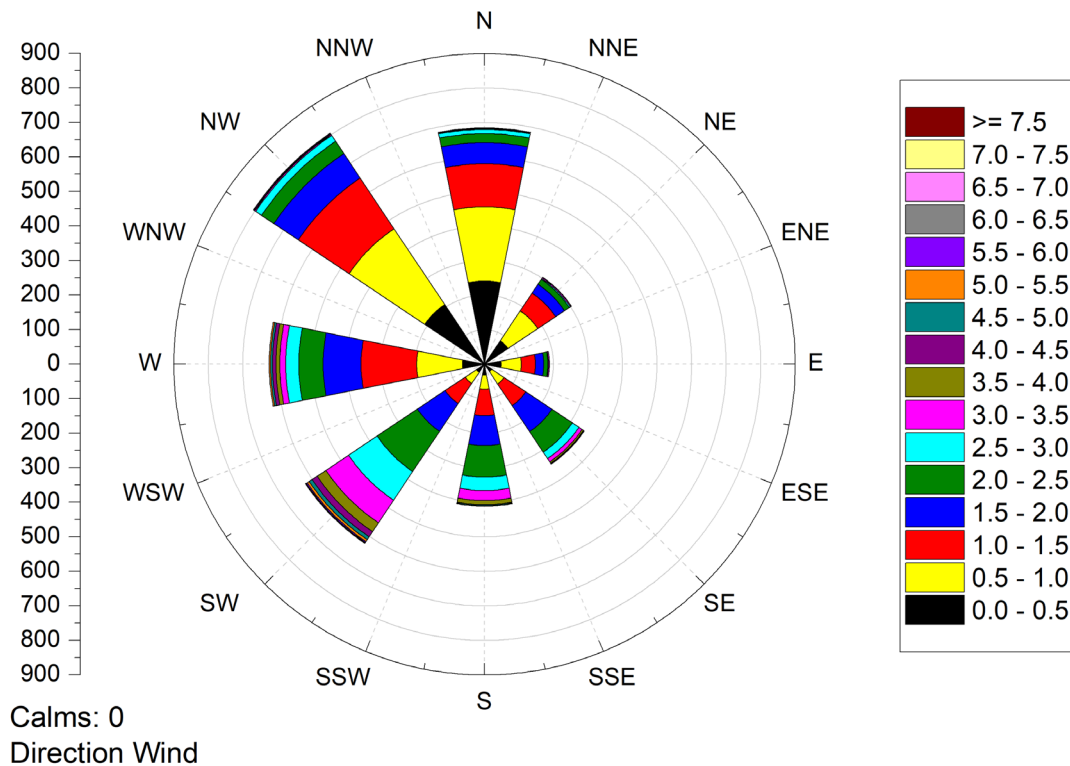


Figura 7: Rosa dos Ventos, cidade de Coari, AM, referente ao ano de 2024.

No gráfico 7 são destacados os valores das irradiações em 700 e 350 W/m^2 , pois de acordo com Seinfeld (2006), irradiações acima de 700 W/m^2 são consideradas como de forte insolação, irradiações entre 350 W/m^2 e 700 W/m^2 são consideradas como de moderada insolação e irradiações abaixo de 350 W/m^2 são de leve insolação. O código HotSpot não cita explicitamente esses valores de irradiação, mas emprega a classificação das classes de estabilidade dada pela Tabela 4, que considera as categorias de insolação solar observáveis, sem instrumentos, facilitando o usuário do código que está em campo, em uma emergência radiológica. Assim, para este trabalho, serão consideradas as equivalências dadas na Tabela 5. As classes de estabilidade de Pasquill são definidas em termos do desvio padrão observado nas flutuações do vento na direção horizontal, σ_θ , conforme pode ser verificado na Tabela 6.

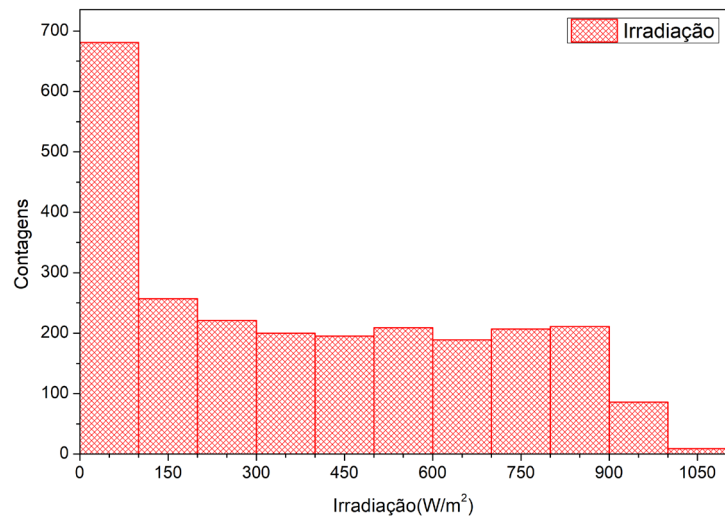


Figura 8: Contagens das Irradiações, cidade de Coari, AM, referente ao ano de 2024.

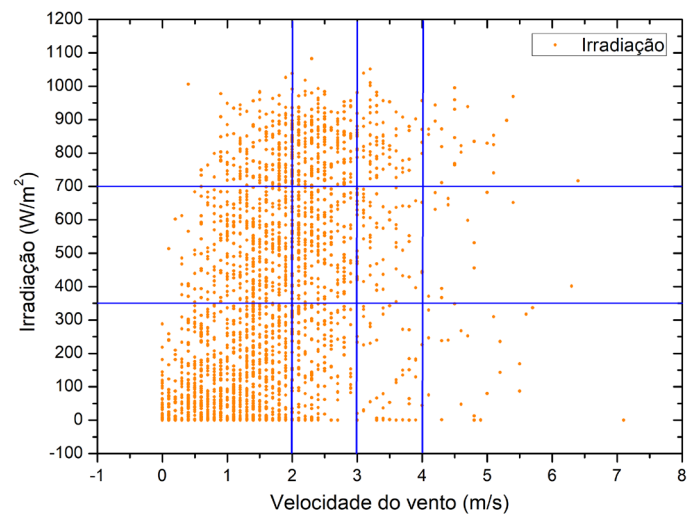


Figura 9: Irradiações em função da distribuição das velocidades do vento, cidade de Coari, AM, referente ao ano de 2024.

Tabela 4: Classes de Estabilidade de Pasquill-Gifford conforme HOMANN, 2014.

Velocidade do Vento (m/s)	Sol alto no céu	Sol baixo no céu ou nublado	Noite
< 2	A	B	F
2-3	A	C	E
3-4	B	C	D
4-5	C	D	D
> 6	C	D	D

Tabela 5: Equivalências entre as irradiações e condições observáveis.

Irradiação, I	Condição Observável
Forte Insolação $I > 700 \text{ W/m}^2$	Sol alto no céu
Moderada Insolação $350 \text{ W/m}^2 < I < 700 \text{ W/m}^2$	Sol baixo no céu ou nublado
Leve Insolação $I < 350 \text{ W/m}^2$	Noite

Tabela 6: As classes de estabilidade de Pasquill.

Classe de Estabilidade	Característica	σ_θ (em graus)
A	Extremamente Instável	25
B	Moderadamente Instável	20
C	Ligeiramente Instável	15
D	Neutro	10
E	Ligeiramente Estável	5
F	Moderadamente Estável	2,5

Considerando as Tabelas 4 e 5 e o gráfico da Figura 9, foi calculada a velocidade média em cada intervalo, por exemplo, para $350 \text{ W/m}^2 < I < 700 \text{ W/m}^2$ e $2 \text{ m/s} < \text{Velocidade do vento} < 3 \text{ m/s}$, que corresponde à classe de estabilidade C, foi obtida uma velocidade média de 2,43 m/s. Na Tabela 7 são listados todos os valores das velocidades médias calculadas e as respectivas classes de estabilidade atmosférica que foram inseridos no código HotSpot.

Tabela 7: Velocidades e Classes de Estabilidade fornecidas ao HotSpot.

Velocidade do Vento (m/s)	Classe de Estabilidade
1,78	A
1,08	B
2,43	C
3,50	D
2,39	E
0,85	F

Na listagem a seguir são mostradas as principais entradas de dados e configurações no código HotSpot utilizadas neste trabalho:

- a) Modelo de Dispersão Atmosférica Pré-configurado: Pluma genérica;
- b) Mistura com 49 radionuclídeos: Listados na Tabela 3;
- c) Atividade da mistura: $9,834E+17$ Bq;
- d) Altura efetiva de liberação da pluma: 10 m;
- e) Velocidade do vento ($h = 10$ m): Listadas na Tabela 7;
- f) Vento do Sudeste (315°);
- g) Classe de estabilidade: Todas as seis classes de estabilidade classificadas por Pasquill-Gifford: A, B, C, D, E e F;
- h) Altura do receptor: 1,50 m;
- i) Coordenadas de distância: Todas as distâncias são na linha central da pluma;
- j) Tipo do terreno: padrão (terreno rural);
- k) Altura da camada de inversão: Sem camada de inversão;
- l) Tempo da amostra: 10 min;
- m) Taxa de respiração: $4,17E-04$ m^3/s ;
- n) Velocidade deposição não-respirável: 8,0 cm/s;
- o) Contorno da isodose interior (vermelha): 20 mSv;
- p) Contorno da isodose mediana (verde): 5 mSv;
- q) Contorno da isodose exterior (azul marinho): 1 mSv;
- r) Dados de Conversão de Dose da FGR-13 - Dose Efetiva Total (TED);

O item a) corresponde à tela inicial do HotSpot, aba “Models”, com a opção “General Plume” assinalada conforme mostrado na Figura 10. Os itens b) e d) são configurados na aba “Source Term” mostrada na Figura 11. Os itens e), f) e g) são configurados na aba

“Meteorology” mostrada pela Figura 12. O item h) corresponde a aba “Receptors” mostrada na Figura 13, onde se escolhe a altura do receptor (indivíduo) e é possível configurar até vinte posições para cada receptor. Os itens de j) até r) correspondem a aba “Setup” mostrada na Figura 14, sendo que os itens o), p) e q), correspondem as curvas de contorno das isodoses definidas pelos limites de dose efetiva total anual para IOE e Público Geral, Tabela 1, conforme a norma CNEN NN 3.01 (2024). Na Figura 15 é mostrada a tela da aba “Output” que permite configurar os arquivos de saída, em tabelas e gráficos, gerados em cada simulação e as coordenadas geográficas para indicar a localização usando o software Google Earth Pro. O conteúdo das tabelas pode ser ajustado conforme a conveniência e os gráficos que correspondem às curvas de contorno das isodoses e podem ser em geometria simétrica com relação a linha central da pluma ou em geometria de bússola.

Os resultados obtidos neste trabalho podem ser reproduzidos, bastando para isso, usar os valores de entrada e as configurações exatamente como estão mostradas nas Figuras de 10 a 15.

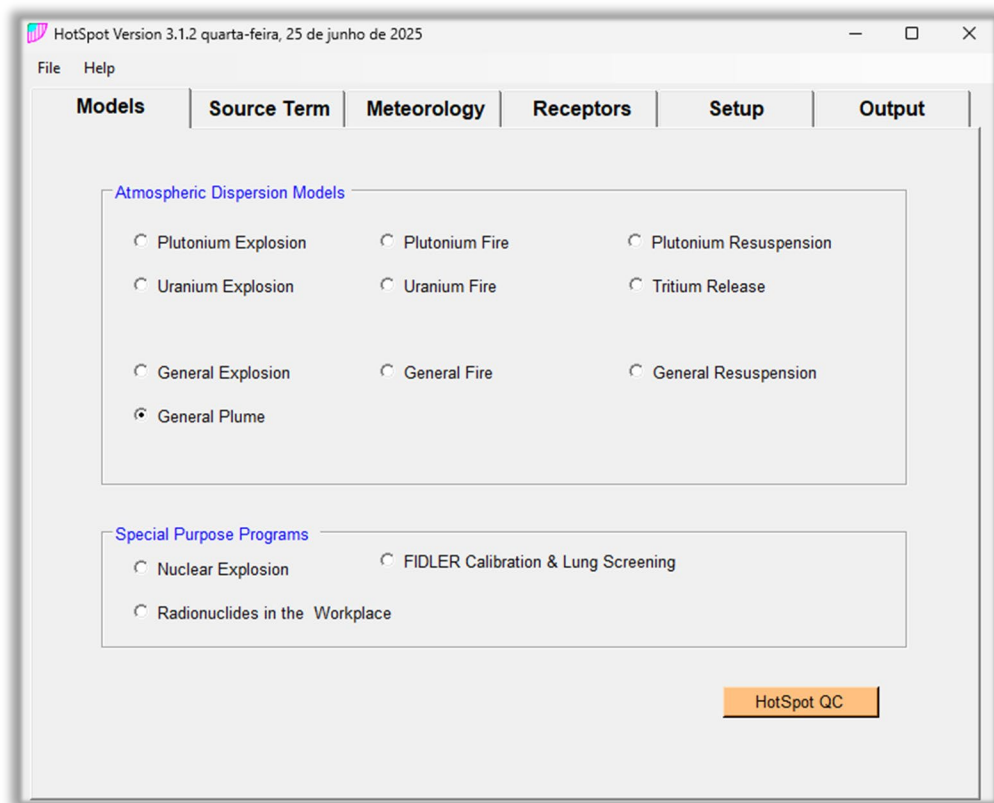


Figura 10: Tela inicial do HotSpot com as opções de modelos de dispersão atmosféricas pré-configuradas.

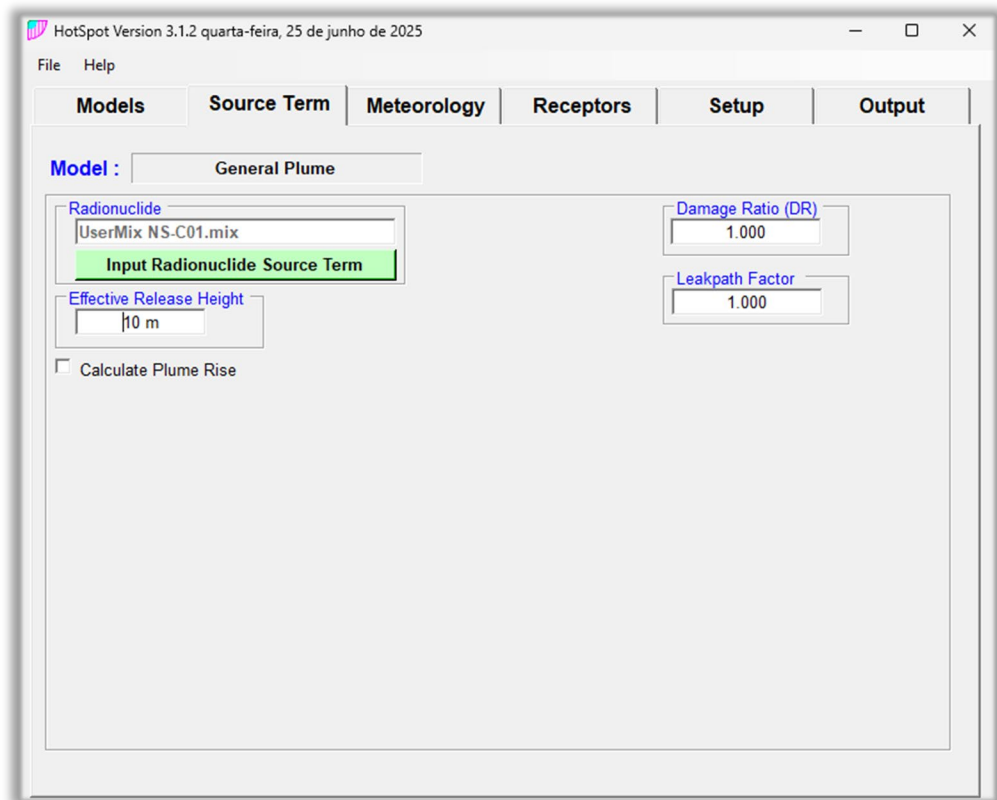


Figura 11: Tela do HotSpot para configurar os dados do termo de fonte.

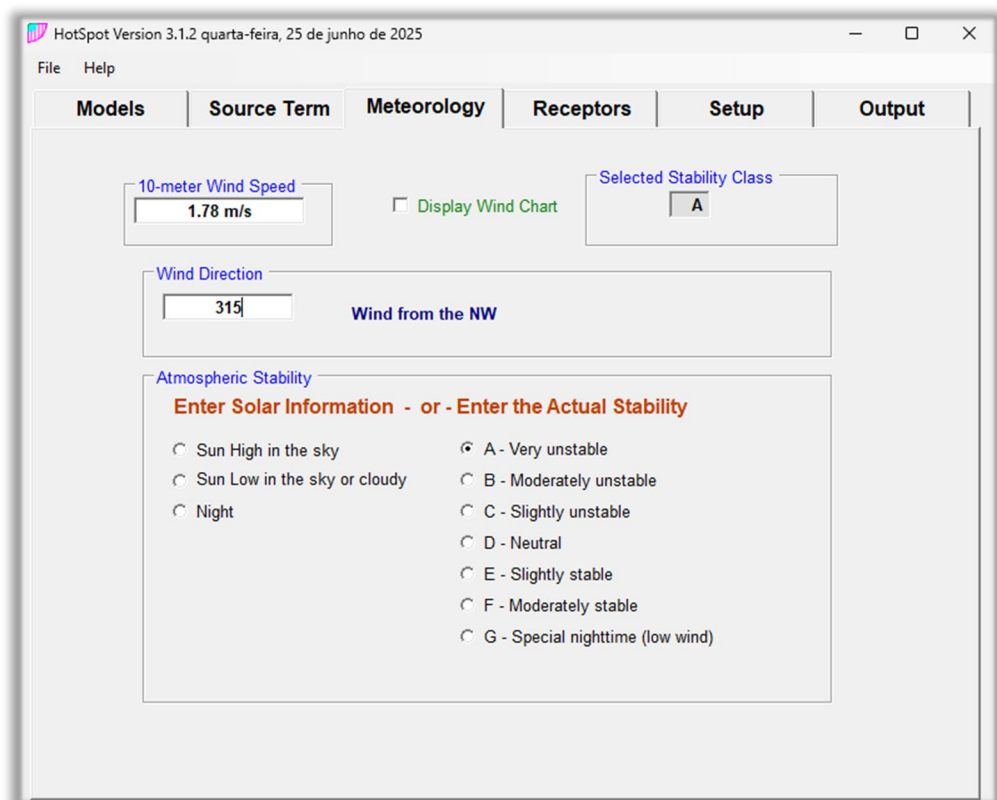


Figura 12: Tela do HotSpot para configurar os dados da velocidade do vento em 10 metros e as classes

de estabilidade de Pasquill-Gifford.

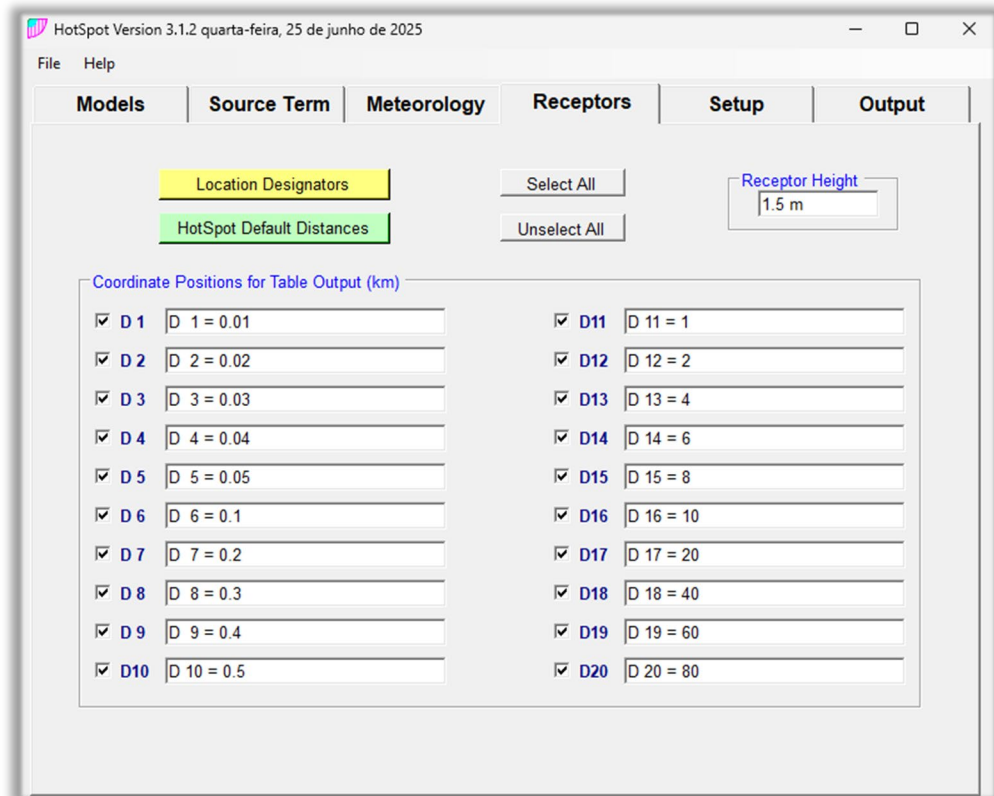


Figura 13: Tela do HotSpot para configurar a altura do receptor e as vinte posições em relação ao ponto de liberação da pluma.

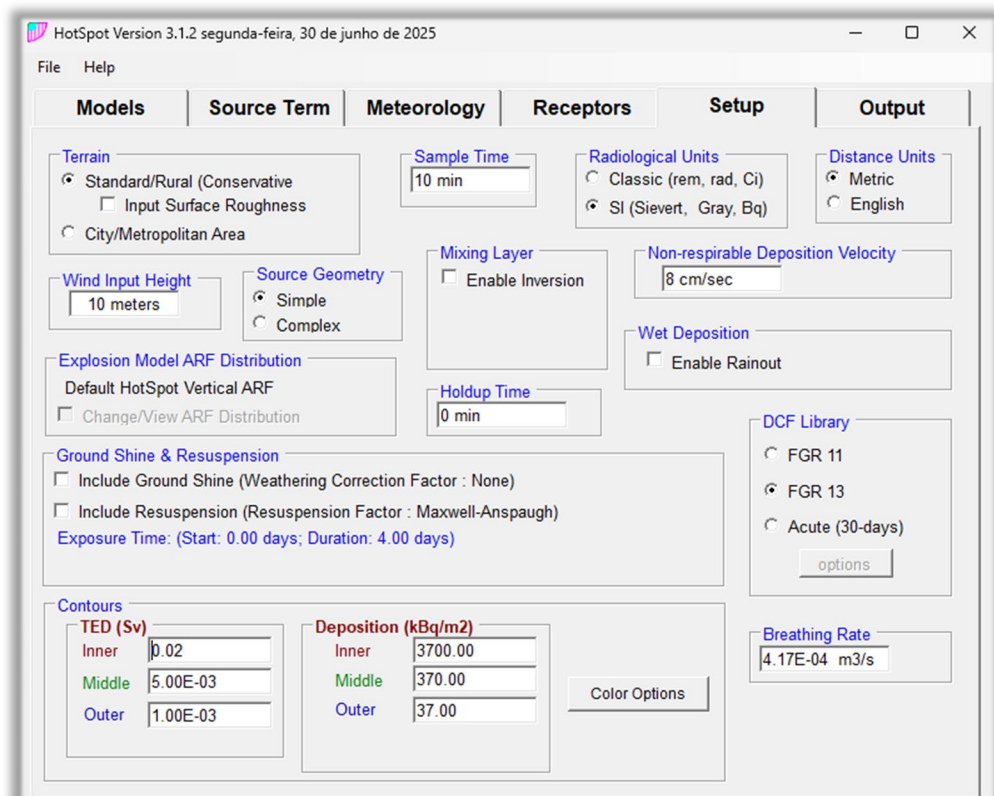


Figura 14: Tela do HotSpot para configurar vários parâmetros.

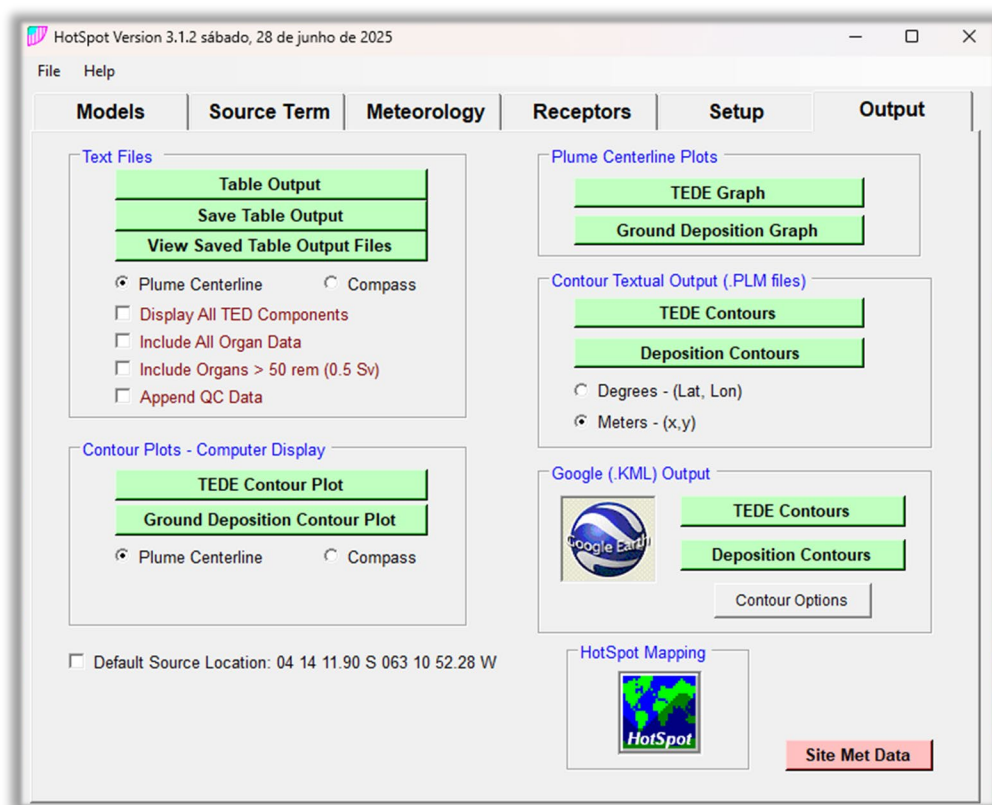


Figura 15: Tela do HotSpot para configurar os arquivos de tabelas e gráficos que são gerados na saída e a localização para o Google Earth Pro.

5.3 Dados de Saída Gerados pelo HotSpot

O software HotSpot gera diversos dados de saída, entre eles destacaremos a dose efetiva total (TED) em função da distância a partir do ponto de emissão da pluma, as curvas de isodoses que delimitam três regiões com diferentes intervalos das doses efetivas totais, considerando as seis classes de estabilidade atmosférica de Pasquill-Gifford e as respectivas velocidades do vento, Tabela 7.

5.3.1 Dose Efetiva Total em Função da Distância

Na Figura 16 são mostrados os gráficos da dose efetiva total em função da distância a partir do ponto de emissão da pluma para cada classe de estabilidade atmosférica de Pasquill-Gifford e para cada velocidade do vento na altura de 10 m, de acordo com a Tabela 6. Pode ser observado que para cada classe de estabilidade a dose efetiva total, conforme se afasta do ponto de emissão da pluma, aumenta rapidamente atingindo um máximo e depois vai diminuindo

suavemente. Também pode ser observado um deslocamento das curvas, se afastando do ponto de emissão da pluma conforme se passa da classe de estabilidade A até F. Tal comportamento pode ser explicado se levarmos em conta os valores do desvio padrão nas flutuações do vento na direção horizontal, σ_θ , que pela Tabela 6, são maiores na classe de estabilidade A (menos estável), 25 graus, e vão diminuindo conforme se passa até a classe de estabilidade F (mais estável), 2,5 graus, de modo que a dispersão da pluma fica mais concentrada próxima ao ponto de emissão para maiores valores de σ_θ e mais concentrada afastada do ponto de emissão para menores valores de σ_θ .

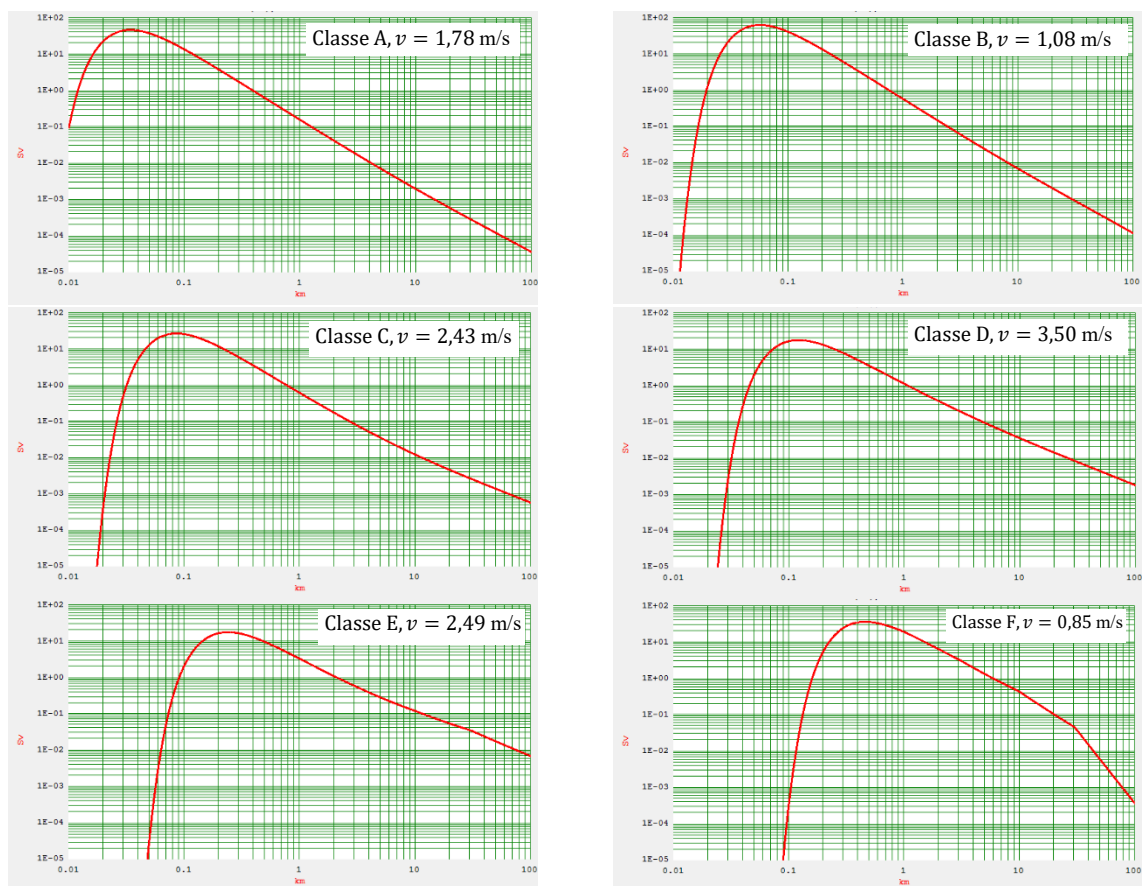


Figura 16: Variação da Dose Efetiva Total com a distância a partir do ponto de liberação, para cada classe de estabilidade.

Tabela 8: Variação da Dose Efetiva Total com as posições dos receptores.

Distância (km)	Classe A		Classe B		Classe C		Classe D		Classe E		Classe F	
	TED (Sv)	TC (hh:min)	TED (Sv)	TC (hh:min)	TED (Sv)	TC (hh:min)	TED (Sv)	TC (hh:min)	TED (Sv)	TC (hh:min)	TED (Sv)	TC (hh:min)
0,01	9,20E-02	<00:01	3,70E-08	<00:01	0,00E+00	<00:01	0,00E+00	<00:01	0,00E+00	<00:01	0,00E+00	<00:01
0,02	2,30E+01	<00:01	1,40E+00	<00:01	4,90E-04	<00:01	5,40E-09	<00:01	0,00E+00	<00:01	0,00E+00	<00:01
0,03	4,50E+01	<00:01	2,20E+01	<00:01	5,70E-01	<00:01	3,50E-03	<00:01	3,00E-17	<00:01	0,00E+00	<00:01
0,04	4,40E+01	<00:01	4,80E+01	<00:01	5,30E+00	<00:01	3,00E-01	<00:01	6,10E-09	<00:01	0,00E+00	<00:01
0,05	3,70E+01	<00:01	6,10E+01	<00:01	1,30E+01	<00:01	2,00E+00	<00:01	3,70E-05	<00:01	0,00E+00	<00:01
0,1	1,30E+01	<00:01	4,10E+01	00:01	2,60E+01	<00:01	1,70E+01	<00:01	2,10E+00	<00:01	3,60E-04	00:01
0,2	3,70E+00	00:01	1,30E+01	00:03	1,20E+01	00:01	1,30E+01	<00:01	1,70E+01	00:01	5,80E+00	00:03
0,3	1,70E+00	00:02	6,10E+00	00:04	5,90E+00	00:02	7,70E+00	00:01	1,60E+01	00:02	2,50E+01	00:05
0,4	9,50E-01	00:03	3,50E+00	00:06	3,50E+00	00:02	4,90E+00	00:01	1,30E+01	00:02	3,50E+01	00:07
0,5	6,10E-01	00:04	2,20E+00	00:07	2,30E+00	00:03	3,40E+00	00:02	9,50E+00	00:03	3,60E+01	00:09
1	1,60E-01	00:09	5,70E-01	00:15	6,20E-01	00:06	1,10E+00	00:04	3,30E+00	00:06	1,90E+01	00:19
2	4,00E-02	00:18	1,50E-01	00:30	1,70E-01	00:13	3,70E-01	00:09	1,10E+00	00:13	6,30E+00	00:39
4	1,10E-02	00:37	3,80E-02	01:01	5,20E-02	00:27	1,30E-01	00:19	3,90E-01	00:27	2,00E+00	01:18
6	5,00E-03	00:56	1,80E-02	01:32	2,70E-02	00:41	7,20E-02	00:28	2,20E-01	00:41	9,80E-01	01:57
8	3,00E-03	01:14	1,00E-02	02:03	1,70E-02	00:54	4,80E-02	00:38	1,60E-01	00:55	6,10E-01	02:36
10	2,00E-03	01:33	6,90E-03	02:34	1,20E-02	01:08	3,60E-02	00:47	1,20E-01	01:09	4,30E-01	03:16
20	5,80E-04	03:07	2,00E-03	05:08	4,60E-03	02:17	1,40E-02	01:35	5,40E-02	02:19	1,00E-01	06:32
40	1,70E-04	06:14	5,80E-04	10:17	1,90E-03	04:34	5,80E-03	03:10	2,40E-02	04:38	1,40E-02	13:04
60	8,70E-05	09:21	2,80E-04	15:25	1,10E-03	06:51	3,50E-03	04:45	1,40E-02	06:58	2,80E-03	19:36
80	5,30E-05	12:29	1,70E-04	20:34	7,70E-04	09:08	2,40E-03	06:20	9,30E-03	09:17	9,00E-04	>24:00

Na Tabela 8 são listados os valores da dose efetiva total nas vinte posições selecionadas para os receptores, para cada uma das seis classes de estabilidade de Pasquill-Gifford e são listados os tempos de chegada da pluma, TC, em horas e minutos, nas respectivas posições. Podemos verificar que a pluma chega em 1 minuto ou menos nas distâncias de 200 metros, nas classes A, C e E, 100 metros, nas classes D e F, e 400 metros na classe D, enquanto para a distância de 80 km, o menor tempo, 6h:20min, ocorre na classe de estabilidade D e que o maior tempo, dois dias, ocorre na classe de estabilidade F. Considerando os valores das doses efetivas totais máximas, que são dados pelo HotSpot de forma separada, podemos verificar a Tabela 9, onde as doses efetivas totais máximas para as seis classes de estabilidade, ocorrem, respectivamente nas distâncias listadas, a partir do ponto de emissão da pluma e que a classe de estabilidade B nos fornece a maior dose efetiva e as classes D e E os menores valores.

Tabela 9: Máximas doses efetivas totais.

Classe de Estabilidade	Distância (km)	TED máxima (Sv)
A	0,034	46
B	0,057	63
C	0,086	27
D	0,12	18
E	0,24	18
F	0,46	36

5.3.2 Curvas de contorno de isodoses

As simulações também resultaram em três curvas de isodoses em função da distância a partir da emissão da pluma, localizado pelas coordenadas geográficas no Google Earth Pro, para as seis classes de estabilidade atmosférica de Pasquill-Gifford e para cada um dos valores da velocidade do vento em 10 m de altura (Tabela 7). Nas Figuras de 17 a 22 são apresentados os gráficos das três curvas de isodoses rotuladas como interna (vermelha), mediana (verde) e externa (azul marinho) que estão associadas, respectivamente, aos valores de 20 mSv, 5 mSv e 1 mSv de dose, seguindo os valores limites da norma CNEN NN 3.01 (2024), listados na Tabela 1. Também são listadas nessas figuras as áreas delimitadas por cada uma das curvas de isodoses. Podemos verificar que,

pelo direcionamento das plumas, vindas de noroeste, as áreas que seriam atingidas não apresentam habitantes.

Na Tabela 10 são resumidas as áreas delimitadas por essas isodoses, bem como as distâncias ao longo da pluma na direção do vento. Podemos verificar que as áreas das três isodoses aumentam quando se passa de uma classe de estabilidade para outra vizinha na ordem de A até a E. No entanto, isso não se observa para a classe de estabilidade F, cuja área da isodose interna é menor que a área da isodose interna da classe de estabilidade E, enquanto a área da isodose mediana é menor que a área da isodose mediana das classes de estabilidade D e da E. E a área da isodose externa é menor que a área da isodose externa das classes de estabilidade C, D e E. Com relação as distâncias ao longo da pluma na direção do vento, podemos verificar que apresentam o mesmo comportamento das respectivas áreas.



Figura 17: Curvas de isodoses, interna, mediana e externa, para a classe de estabilidade A.

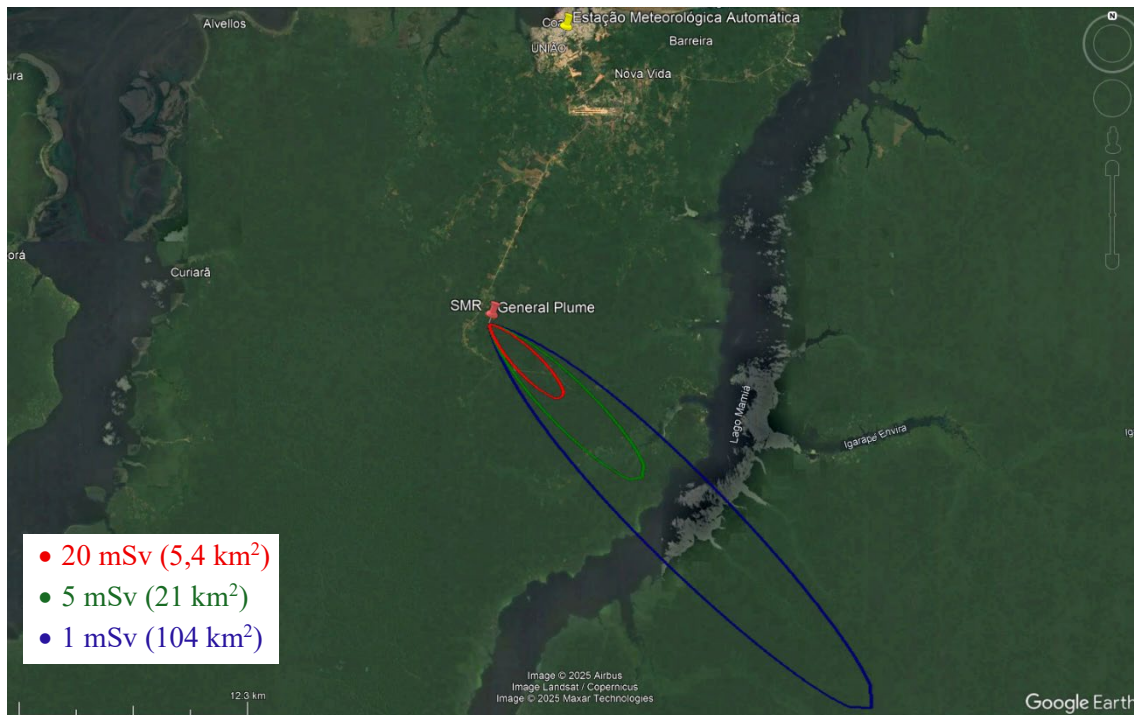


Figura 18: Curvas de isodoses, interna, mediana e externa, para a classe de estabilidade B.

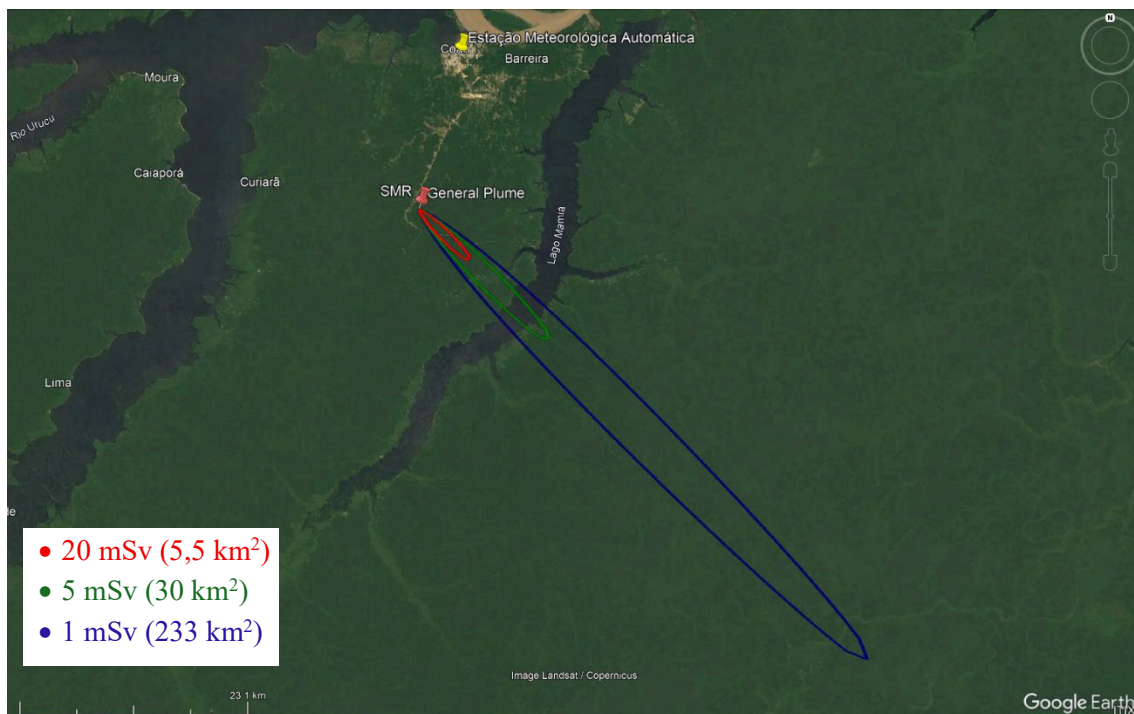


Figura 19: Curvas de isodoses, interna, mediana e externa, para a classe de estabilidade C.

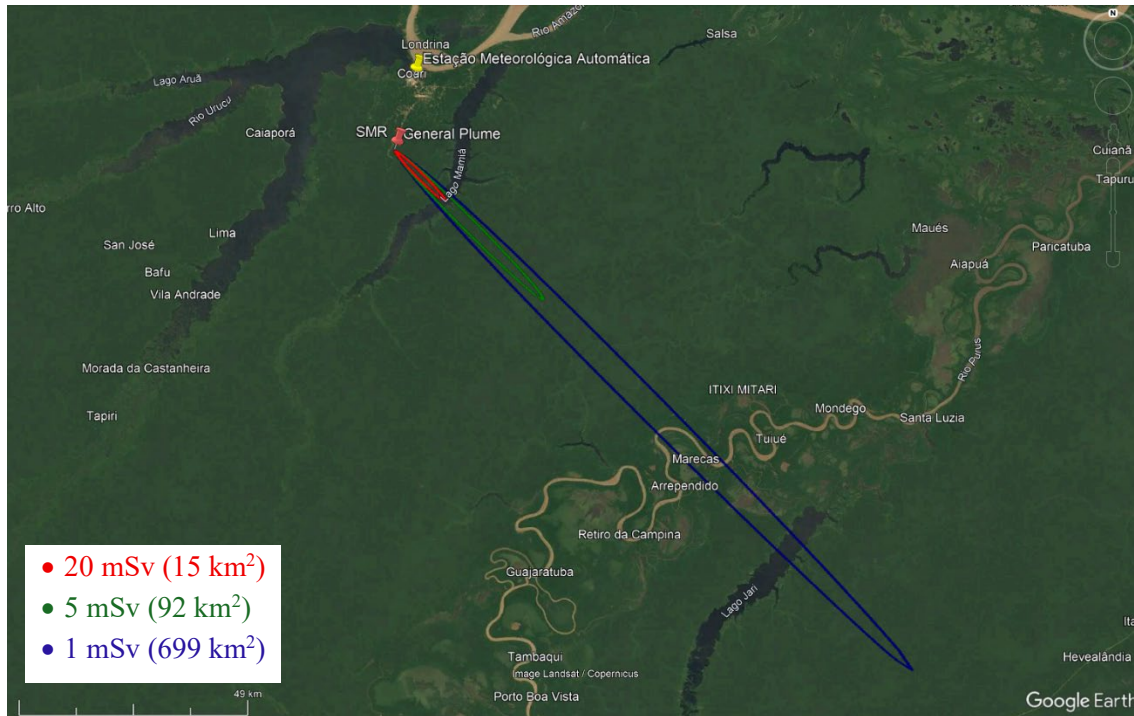


Figura 20: Curvas de isodoses, interna, mediana e externa, para a classe de estabilidade D.

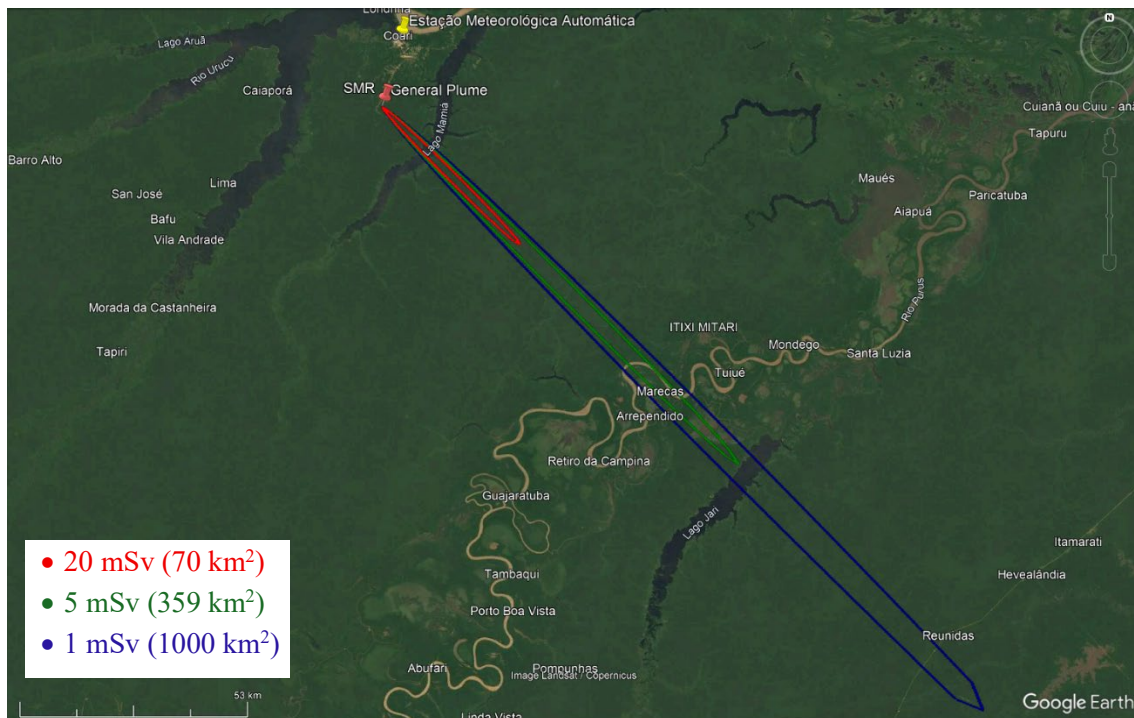


Figura 21: Curvas de isodoses, interna, mediana e externa, para a classe de estabilidade E.

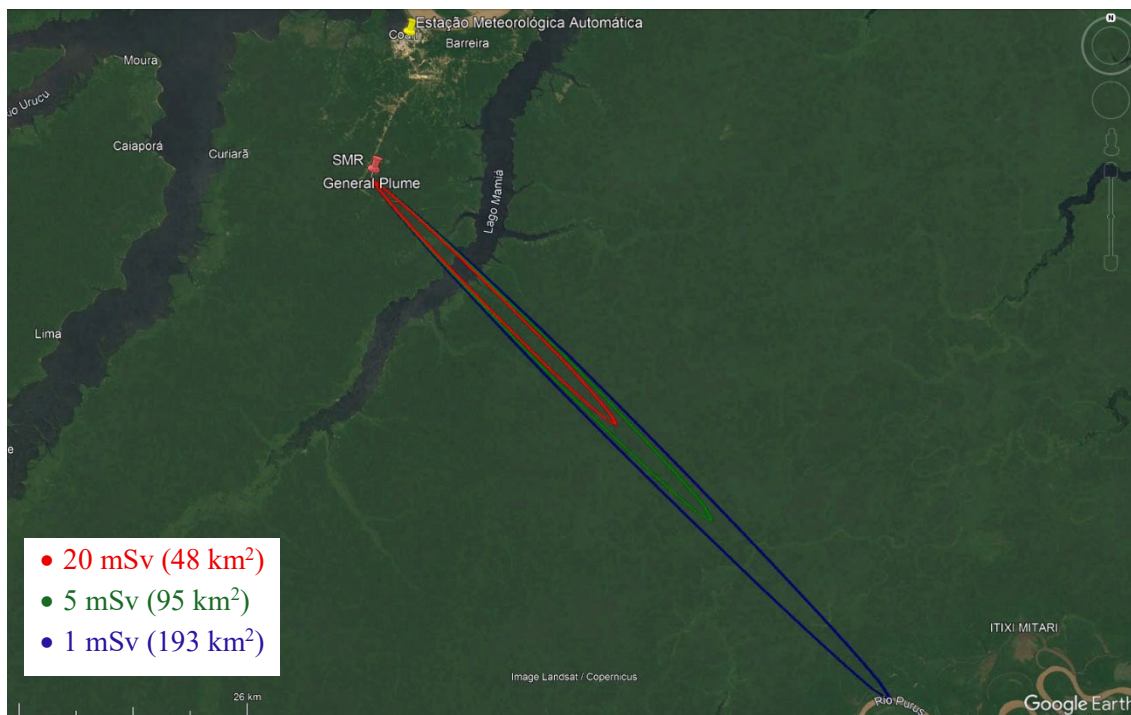


Figura 22: Curvas de isodoses, interna, mediana e externa, para a classe de estabilidade F.

Tabela 10: Variações das Curvas de Isodoses.

Classe de Estabilidade	Área (km ²)			Distância ao longo da pluma (km)		
	Interna	Mediana	Externa	Interna	Mediana	Externa
A	2,1	8,4	42	2,9	6,0	15
B	5,4	21	104	5,6	12	29
C	5,5	30	233	7,2	19	65
D	15	92	699	15	45	155
E	70	359	1000	45	115	>200
F	48	95	193	37	52	77

6. CONSIDERAÇÕES FINAIS

6.1 Conclusões gerais com base nos objetivos

Neste trabalho, o principal objetivo foi estimar o impacto radiológico de um acidente de base de projeto considerando um cenário de LOCA no SMR NuScale, instalado em uma localização remota da região norte brasileira. Foi considerado que o termo de fonte gerado pelo LOCA passou por diversas barreiras de contenção do SMR até ser liberado para a atmosfera. O inventário dos radionuclídeos contidos no termo de fonte foi baseado em trabalhos anteriores e a atividade foi calculada usando o software Scale 6.1. Para analisar a pluma radioativa liberada foi utilizado o software HotSpot 3.1.2, cujo algoritmo é baseado no modelo de dispersão atmosférica gaussiano, para estimar os valores das doses levando em conta seis classes de estabilidade de Pasquill-Gifford, de A até F, e as velocidades do vento na altura de referência de 10 metros, e considerando as irradiações do local. Tanto as velocidades como as irradiações foram obtidas a partir dos dados meteorológicos de uma estação automática instalada na cidade de Coari, AM, pelo INMET.

Observou-se um comportamento semelhante para cada classe de estabilidade, de modo que a dose efetiva total, conforme se afasta do ponto de emissão da pluma, aumenta rapidamente atingindo um máximo e depois vai diminuindo suavemente. Também se verificou um deslocamento das curvas, se afastando do ponto de emissão da pluma conforme se passa da classe de estabilidade A até F.

Com relação às curvas de contorno das isodoses, observou-se que as áreas das três isodoses aumentam quando se passa de uma classe de estabilidade para outra vizinha na ordem de A até a E, enquanto, para a classe de estabilidade F, as áreas das isodoses são menores que as áreas das isodoses das classes de estabilidade C, D e E. Esse comportamento da variação das áreas é replicado com relação as distâncias ao longo da pluma na direção do vento.

Os resultados obtidos neste trabalho podem ser considerados como uma referência para os presumíveis impactos radiológicos de um SMR instalado em uma localização remota como a da cidade de Coari, AM, e fornecem importantes informações para a elaboração de planos de emergência e estratégias de mitigação, visando não só a proteção da saúde pública e ocupacional, bem como a preservação do meio ambiente.

6.2 Sugestões de trabalhos futuros

Para trabalhos futuros sugerimos novas simulações com alterações no cenário da simulação, mas mantendo o termo de fonte, por exemplo, considerando a emissão a partir do solo, a ressuspensão e os diversos ajustes disponíveis para ambos, tais como o tempo de exposição e fatores de correções. Também poderiam ser consideradas outras direções do vento, disponíveis pela rosa dos ventos. Outras opções que poderiam ser avaliadas seriam a camada de inversão e a deposição úmida.

Estudos mais detalhados, considerando a dose equivalente comprometida, que é fornecida pelo HotSpot para 23 órgãos e como essa dose se comporta poderiam ser elaborados, procurando estabelecer quais órgãos e tecidos apresentam as maiores doses com relação não só a atual simulação, como também nas possíveis simulações sugeridas.

REFERÊNCIAS

ABNT – ASSOCIAÇÃO BRASILEIRA DE NORMAS TÉCNICAS. NBR 5410: Instalações elétricas de baixa tensão. Rio de Janeiro, 2004.

CNEN – COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica: CNEN-NN-3.01:2024. Rio de Janeiro: CNEN, 2024.

DE SOUZA, Anderson Wagner Dias. Estimativa do impacto radiológico de um hipotético acidente em um PWR considerando as classes de estabilidade atmosférica e a velocidade do vento. Dissertação (Mestrado em Ciência e Tecnologia Nucleares) – Instituto de Engenharia Nuclear, CNEN, Rio de Janeiro, 2021.

DUDERSTADT, J. J.; HAMILTON, L. J. Nuclear reactor analysis. New York: John Wiley & Sons Inc., 1976.

EPA – ENVIRONMENTAL PROTECTION AGENCY. Meteorological monitoring guidance for regulatory modeling applications. EPA 454/R-99-005, Research Triangle Park, NC, 2000.

Empresa de Pesquisa Energética - EPE, PLANO NACIONAL DE ENERGIA 2050, Disponível em <https://www.epe.gov.br/pt/publicacoes-dados-abertos/publicacoes/plano-nacional-de-energia-2055>.

GYAMFI, K.; BIRIKORANG, S. A.; AMPOMAH-AMOAKO, E.; FLETCHER, J. J. Radiological safety analysis for a hypothetical accident of a generic VVER-1000 nuclear power plant. Science and Technology of Nuclear Installations, Article ID 4721971, 8 p., 2020a.

GYAMFI, K.; BIRIKORANG, S. A.; AMPOMAH-AMOAKO, E.; FLETCHER, J. J. Radiological risk assessment of a proposed site for a generic VVER-1000 using HotSpot and InterRas codes. Progress in Nuclear Energy, v. 120, 103239, 2020b.

HOMANN, S. G. HotSpot Health Physics Codes Version 3.0 – User’s Guide. Lawrence Livermore National Laboratory (LLNL-TM-411421), CA, USA, 2014.

IAEA – INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Atmospheric dispersion models for application in relation to radionuclide releases. IAEA-TECDOC-379, Vienna: IAEA, 1986.

IAEA – INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. IAEA Safety Glossary: Terminology used in nuclear safety and radiation protection. 2018 Edition. Vienna: IAEA, 2019.

IAEA – INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Nuclear power reactors in the world. 2020 Edition. Vienna: IAEA, 2020.

IAEA – INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. Small Modular Reactor Catalogue 2024. Advanced Reactor Information System, ARIS. IAEA, Vienna, 2024.

Disponível em: https://aris.iaea.org/Publications/SMR_catalogue_2024.pdf. Acesso em: 01 Mar 2025.

ICRP – INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60. Annals of the ICRP, v. 21, n. 1–3, 1991.

ICRP – INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. Human respiratory tract model for radiological protection. ICRP Publication 66. Annals of the ICRP, 1994.

ICRP – INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103. Annals of the ICRP, v. 37, 2007.

NATIONAL RADIOLOGICAL PROTECTION BOARD (NRPB). COSYMA – A code system for consequence assessment of accidental releases of radionuclides to the environment. Harwell, UK: NRPB, 1995.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NuScale Plant Design Overview, NP-ER-0000-1198-NP, NuScale Power, LLC, 2013. Disponível em <https://www.nrc.gov/docs/ML1326/ML13266A109.pdf>.

TAUHATA, L.; SALATI, I. P. A.; PRINZIO, R. D.; PRINZIO, A. R. D. Radioproteção e dosimetria: fundamentos. 10. rev. Rio de Janeiro: Instituto de Radioproteção e Dosimetria – CNEN, abr. 2014. 373 p.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Glossary – Total Effective Dose Equivalent (TEDE). 2014. Disponível em: <http://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/total-effective-dose-equivalent-tede.html>. Acesso em: 20 out. 2017.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Glossary – Design Basis Accident. 2021. Disponível em: <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/design-basis-accident.html>. Acesso em: 19 fev. 2021.

UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. Regulatory Guide 1.183: Alternative Radiological Source Term for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors. Rockville, MD, USA, 2000.

U.S. DEPARTMENT OF ENERGY. MACCS – MELCOR Accident Consequence Code System: user's guide. Sandia National Laboratories, 2004. Disponível em: <https://maccs.sandia.gov>. Acesso em: 15 jul. 2025.

U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. RASCAL – Radiological Assessment System for Consequence Analysis: user's guide. Washington, DC: NRC, 2010. Disponível em: <https://www.nrc.gov>. Acesso em: 15 jul. 2025.

WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. Nuclear radiation and health effects. Disponível em: <https://world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/radiation-and-health/nuclear-radiation-and-health-effects.aspx>. Acesso em: 20 mar. 2025.