



Universidade Federal
do Rio de Janeiro

Escola Politécnica

CÁLCULO DE DOSE EFETIVA DECORRENTE DE UM ACIDENTE DE PERDA DE REFRIGERANTE EM ANGRA 2

Caio Coqueijo de Abreu

Projeto de Graduação apresentado ao Curso de Engenharia Nuclear da Escola Politécnica, Universidade Federal do Rio de Janeiro, como parte dos requisitos necessários à obtenção do título de Engenheiro.

Orientadores: Paulo Fernando F. Frutuoso e Melo
Marco Antonio Bayout Alvarenga

Rio de Janeiro
Abril de 2016

CÁLCULO DE DOSE EFETIVA DECORRENTE DE UM ACIDENTE DE PERDA
DE REFRIGERANTE EM ANGRA 2

Caio Coqueijo de Abreu

PROJETO DE GRADUAÇÃO SUBMETIDO AO CORPO DOCENTE DO CURSO
DE ENGENHARIA NUCLEAR DA ESCOLA POLITÉCNICA DA UNIVERSIDADE
FEDERAL DO RIO DE JANEIRO COMO PARTE DOS REQUISITOS NECESSÁRIOS
PARA A OBTENÇÃO DO GRAU DE ENGENHEIRO NUCLEAR.

Examinada por:

Prof. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo

Dr. Marco Antonio Bayout Alvarenga

Prof. Antonio Carlos Marques Alvim

Prof. Carlos André Vaz Júnior

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

ABRIL de 2016

Abreu, Caio Coqueijo

Cálculo de Dose Efetiva decorrente de um Acidente de Perda de Refrigerante em Angra 2. – Rio de Janeiro: UFRJ/ESCOLA POLITÉCNICA, 2016.

XII, 54 p.: il.; 29,7 cm.

Orientador: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo
Marco Antonio Bayout Alvarenga

Projeto de Graduação – UFRJ/POLI/ Engenharia Nuclear, 2016.

Referencias bibliográficas: p. 40-42.

1. Cálculo de Dose. 2. Dispersão Atmosférica. 3. Modelo de Pasquill- Gifford. 3. Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo. 4. Acidentes Postulados. II. Universidade Federal do Rio de Janeiro, Escola Politécnica, Curso de Engenharia Nuclear. III. Cálculo de Dose Efetiva decorrente de um Acidente de Perda de Refrigerante em Angra 2.

*Aos meus pais, irmão e
namorada.*

Agradecimentos

Gostaria de agradecer aos meus familiares, principalmente meus pais e irmão pelo apoio durante toda minha vida escolar e acadêmica.

Aos meus amigos pelo suporte em momentos difíceis. A minha amiga e companheira mais próxima pela paciência e ajuda durante esta fase.

Aos professores, que durante esses 5 anos de graduação, passaram seus conhecimentos de forma clara e objetiva. Especialmente aos Dr. Marco Bayout e Fernando Carvalho pelo suporte durante o projeto final.

Ao meu orientador, Paulo Fernando, pelo suporte, dedicação e paciência durante os anos de graduação e projeto final.

Resumo do Projeto de Graduação apresentado à Escola Politécnica/ UFRJ como parte dos requisitos necessários para a obtenção do grau de Engenheiro Nuclear.

Cálculo de Dose Efetiva decorrente de um Acidente de Perda de Refrigerante em Angra 2

Caio Coqueijo de Abreu

Abril/2016

Orientador: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo
Marco Antonio Bayout Alvarenga

Curso: Engenharia Nuclear

Uma das grandes preocupações do setor nuclear, principalmente para geração de energia, são a segurança e o cálculo de dose decorrente de processos que geram produtos radioativos danosos para seres humanos. Em especial, o iodo, que acumula na tireóide e possui diversos meios de absorção, seja respiração, alimentação etc. O iodo radioativo, produto de fissão em um reator nuclear de potência, causa câncer e em determinadas concentrações, pode levar ao óbito. Um dos acidentes postulados de base de projeto em reatores nucleares é ruptura da tubulação ou falha de válvulas que levem a liberação de refrigerantes contaminados com produtos radioativos devido à falha de pastilha e revestimento. As liberações destes produtos radioativos em ambiente fora da contenção podem formar nuvens radioativas na vizinhança da usina e outras. Para avaliação do cenário de um acidente de perda de refrigerante na usina de Angra 2 com duração de 2 horas de liberação, foram retirados dados meteorológicos da Torre-A, torre mais próxima à rodovia BR101, para o mês de Janeiro no ano de 2009, mês mais chuvoso e quente do ano. O termo fonte foi retirado do Relatório de Análise de Segurança Final de Angra 2 para o acidente postulado grande LOCA (Loss of Coolant Accident) com ruptura em guilhotina de 380 cm² na tubulação da perna quente. A dispersão atmosférica, para o cálculo da concentração normalizada dos produtos de fissão na zona de exclusão, foi utilizada o programa PAVAN, criado pela NRC, e como comparação, um programa feito no MATLAB apenas para validar o modelo quanto à ordem de grandeza. Os dois programas utilizam o coeficiente de dispersão de Pasquill-Gifford (1976). O programa PAVAN considerou topografia simplificada da usina de Angra 2. Após o resultado gerado pelo PAVAN, pela concentração normalizada, gerou-se a concentração para cada radionuclídeo do termo fonte retirado do Relatório de Análise Final de Segurança de Angra 2 e calculou-se a dose equivalente para indivíduos do público apenas na zona de exclusão de raio 800 metros. A maior dose efetiva encontrada para o grupo crítico de 8 a 12 anos exposta no período de 2 horas foi de 5,48E-03 mSv/ano, valor abaixo do estipulado pela Comissão Nacional de Energia Nuclear (CNEN, 2005) de 0,3 mSv/ano.

Palavras-chave: Grande LOCA, PAVAN, Modelo Pasquill-Gifford, Termo Fonte, Dose Efetiva, Barreiras de Profundidade, Segurança.

Abstract of Undergraduate Project presented to POLI/UFRJ as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Nuclear Engineer.

Calculation of the Effective Dose from an Accident of Loss of Coolant in Angra 2

Caio Coqueijo de Abreu

April/2016

Advisor: Paulo Fernando Ferreira Frutuoso e Melo
Marco Antonio Bayout Alvarenga

Course: Nuclear Engineering

One of the big concerns of the nuclear sector, mainly in energy generation, are the safety and the calculate dose related to the processes that generate radioactive products which are harmful to the human being. Specially the slime that can get accumulated in the thyroid and has several means of absorption, being breath, alimentation, etc... The radioactive iodine, a product from the fission in a power reactor, causes cancer and in determined concentrations it can lead to death. One of the postulate accidents for the project's basis of nuclear power reactors is the rupture of tubing and flaw in the valves that may cause the liberation of contaminated refrigerants by radioactive contents due to the flaws of the pellets and coating. The liberation of these radioactive products in environments that are out of the contention zone may create radioactive clouds around the power plant's neighborhood and other areas according to the wind formation. To the evaluation of the scenario of a large LOCA accident in the power plant of Angra 2, with a two hour liberation, were taken weather data from Tower A, the nearest tower to BR101 highway, for the month of January in 2009, the rainiest and hottest month of the year. The source term was taken from the Report of Analisis of Final Security of Angra 2 for the accident postulate large LOCA (Loss Of Coolant Accident) with a rupture in a 380° cm² guillotine at the tubing of the hot leg. The atmospheric dispersion, for the standard concentration calculation of the fission products in the exclusion zone, it was used the PAVAN program, used by NRC and, as a comparison, a MATLAB program was created just to validate the model, about the order of magnitude. Both programs use Pasquill-Gifford dispersion coefficient (1976). PAVAN program considered the simplified topography of the power plant of Angra 2. After the result given by PAVAN, by the standard concentration, the concentration for each radionuclide, taken from the report of Analisis of Final Security, was generated and it was possible to calculate the equivalent dose for the individuals from the public only for the exclusion zone within a 800 meter radius. The largest effective dose found for the critic group between 8 and 12 year old children, exposed for a period of 2 hours was 5,48E-03 mSv/ano, lower amount than the stipulated by the National Nuclear Energy Commission (CNEN, 2005) which was 0,3 mSv/ano.

Keywords: Large LOCA, PAVAN, Pasquill-Gifford model, Source Term, Effective Dose, Defense of depth, Safety.

SUMÁRIO

1.INTRODUÇÃO.....	1
2.REVISÃO BIBLIOGRÁFICA.....	5
3.BREVE HISTÓRICO DO ACIDENTE TMI E APRENDIZADOS.....	9
4.METODOLOGIA	11
4.1-Modelo Gaussiano	11
4.2-PAVAN.....	14
4.3-MatLab.....	15
4.4-Cálculo de Dose.....	16
5.SÍTIO E ACIDENTE	19
5.1-Descrição do Sítio	19
5.2-Dados do vento.....	22
5.3-LOCA e Termo Fonte	25
5.3.1-Sequência de Eventos.....	26
5.3.2-Termo Fonte	28
6.RESULTADOS	31
7.CONSIDERAÇÕES FINAIS	38
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS.....	40
Apêndice 1.....	43
Cálculo de dose Efetiva de Inalação através do Excel	43
Cálculo Dose Efetiva de Imersão	48
Apêndice 2.....	53
Programa Matlab.....	53

LISTA DE FIGURAS

Figura 1- Imagem ilustrativa do primeiro Reator Chicago Pile 1.....	1
Figura 2- Zona de Exclusão das unidades 1, 2 e 3 de Angra.....	5
Figura 3 - Tipos de Formação de plumas relacionados à temperatura e altura de liberação.....	11
Figura 4 – Gráfico da Dispersão horizontal por distância da fonte do modelo experimental de Pasquill para 6 categorias de turbulência.	13
Figura 5 - Gráfico da Dispersão vertical por distância da fonte do modelo experimental de Pasquill para 6 categorias de turbulência.....	13
Figura 6- Direção de ventos predominantes no sítio de Angra diurno e noturno.	20
Figura 7 - Gráfico da temperatura do ar por altitude mostra ideia de circulação do ar devido à diferença de densidades (a) e (b) mostra a linha de estabilidade durante o fenômeno de inversão.	21
Figura 8 - Topografia em curva de nível real no programa Global Mapper 17.1.....	21
Figura 9 - Topografia real do sítio de Angra.....	22
Figura 10 - Sítio de Angra dada a zona de exclusão e localização da Torre-A.....	22
Figura 11 - Categoria de ventos para os 4 períodos analisados e a média dos períodos.....	23
Figura 12 - Predominância de ventos para cada setor e porcentagem de ventos.	24
Figura 13 - Árvore de eventos simplificada para um evento inicial de ruptura de tubulação.....	26
Figura 14 – Relevância dos radionuclídeos em um cenário de evento LBLOCA em Bq.	30
Figura 15 – Concentração de radionuclídeo normalizado para diferentes distâncias de x em dispersão do eixo y para direção norte e perfil de vento de 1.5m/s. A nuvem radioativa se origina no ponto de liberação do termo fonte na contenção de Angra 2 a 55 metros acima do solo, o cálculo foi adaptado de dispersões a nível do solo.	32
Figura 16 - A figura mostra concentrações de radionuclídeos normalizados para ventos direcionados ao Norte no eixo X a 1000 metros.....	33
Figura 17 – Total de radionuclídeos liberados em um acidente LOCA por cada faixa etária.	35
Figura 18 - Importância dos radionuclídeos na dose efetiva para o grupo crítico de 8 a 12 anos.....	35

LISTA DE TABELAS

Tabela 1- Fator de correção por faixa etária.	18
Tabela 2 – Taxa de inalação para 5 faixas etárias	18
Tabela 3 -- Classificação de turbulências relacionadas ao tempo (GIFFORD,1976)	Error! Bookmark not defined.
Tabela 4 -- Classificação quanto à estabilidade (GIFFORD,1976).....	8
Tabela 5 - Proporção de ventos para 4 períodos do dia.....	23
Tabela 6 - Classificação dos ventos para dados da Torre-A10	25
Tabela 7 - Sequência de entrada dos sistemas de segurança a partir do evento de ruptura de tubulação do tipo guilhotina localizada na perna quente do reator de Angra 2.	27
Tabela 8 – Radionuclídeos liberados para a atmosfera em um acidente LOCA.....	29
Tabela 9 - Resultados extraídos do programa PAVAN para a concentração normalizada em seg/m ³ para 16 setores à distância de 800 metros definida pela Zona de Exclusão.	31
Tabela 10 – Dose efetiva calculada para cada radionuclídeo por faixa etária.	34
Tabela 11 – Dose equivalente em Sv/ano decorrente da exposição de radiação no período de 2 horas no cenário de acidente LOCA.	36
Tabela 12 - Comparação da dose efetiva e discrepância do FSAR com o calculado..	36

LISTA DE SIGLAS

AIEA	- Agência Internacional de Energia Atômica
CFR	- Código Federal de Regulamentações (Code of Federal Regulations, em inglês)
CNAAA	- Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto
CNEN	- Comissão Nacional de Energia Nuclear
DBA	- Design Basis Accident
ECCS	- Emergency Core Cooling System
ETN	- Eletrobrás Eletronuclear S.A.
FSAR	- Final Safety Analysis Report
LBLOCA	- Large Break Loss-of-Coolant-Accident
LOCA	- Loss-of-Coolant-Accident
NRC	- Comissão Reguladora Nuclear dos Estados Unidos
PF	- Produtos de Fissão
PG	- Pasquill-Gifford
PWR	- Pressurized Water Reactor
RHR	- Residual Heat Removal
RIMA	- Relatório de Impacto do Meio Ambiental
SREN	- Sistema de Resfriamento de Emergência do Núcleo
SCRAM	- Safety Critical Rod Ax Man

1.INTRODUÇÃO

Conhecido como Fermi pile CP1 ou Chicago Pile 1 criado no ano de 1942, o primeiro reator trabalhava com sistemas rudimentares de segurança, 57 seções compostas de urânio físsil como produtor de nêutrons e grafite como moderador. Eram utilizadas duas medidas de desligamento do reator, ambas para a absorção de nêutrons. A primeira, através de barras de controle ou Scram (Safety Critical Rod Ax Man), era acionada pelo corte de uma corda de modo manual por um homem (Ax man), como mostra a Figura 1. A segunda medida de desligamento constituída por blocos com solução de sulfeto de cádmio (Petrangeli, 2006).

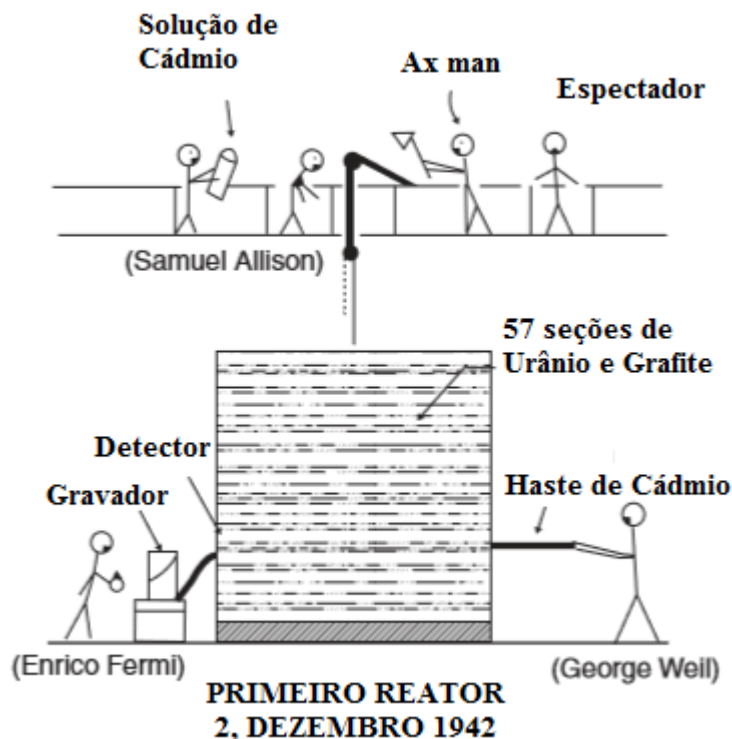


Figura 1- Imagem ilustrativa do primeiro Reator Chicago Pile 1.

Fonte: Petrangeli, 2006

Nas décadas de 80 e 90 uma revisão simplificada direcionada para reatores militares, principalmente para a produção de plutônio devido às aplicações militares no Projeto Manhattan, foi modificada quanto ao sistema de segurança. Mudanças como o ciclo de resfriamento do núcleo que se tornou fechado, barreiras de contenção, a disposição dos resíduos nucleares e o armazenamento de elementos combustíveis irradiados em piscinas de água.

A segurança nuclear consiste em impor condições em plantas e sítios no que diz respeito a princípios de radioproteção de indivíduos, seus descendentes e danos ambientais provocados por radiação ionizante, cultura que não era vista nos primeiros reatores. De acordo com a norma CNEN 3.01 (CNEN, 2005) os princípios definidos são da Justificação (qualquer técnica relacionada à radiação deve ser justificada e produzir um benefício para a sociedade), Otimização (princípio na qual a exposição deve ser mantida tão baixa quanto exequível, considerando o fator econômico e social) e por fim, o Limite de Dose (evitar a ocorrência de efeitos determinísticos e minimizar efeitos estocásticos).

Desde o advento e a necessidade do uso de reatores nucleares para múltiplos propósitos, tornou-se necessária a criação de critérios de segurança além dos princípios já citados. O primeiro documento relacionado ao critério de segurança, internacionalmente aceito em 1971 pelo US-CFR, foi o documento "Critérios gerais de projeto para usinas nucleares" (Petrangeli, 2006). Os pontos principais abordados no documento são:

- Perda de refrigerante por ruptura do tipo guilhotina (Acidente de Base de Projeto);
- Pressuposto de expulsão rápida da barra de controle mais reativa no núcleo (Acidente de Base de Projeto);
- Critério de projeto de proteção inerente do reator na inserção de reatividade negativa em diversas situações;
- Sistema de confinamento em cenário de acidente;
- Definição do critério de falha.

Além da criação do documento e da aceitação dos critérios de segurança, outros documentos e critérios de base de projeto foram necessários na implantação de uma planta nuclear. Como, por exemplo, DBA (Design Basis Accident), definidos por acidentes postulados, escolhidos de maneira determinísticas ou considerações probabilísticas, utilizados para base de construção e projeto de uma usina nuclear que não exceda a exposição de regulação da NRC. Tais acidentes são divididos em:

- Sobrerresfriamento;
- Subresfriamento;
- Sobre-enchimento;
- Acidente de perda de vazão;

- Acidente de perda de refrigerante;
- Transiente de Reatividade;
- Transiente antecipado com falha do desarme;
- Eventos Externos;

Outro conceito importante relativo a acidentes, especialmente evidenciado em Chernobyl, são as defesas em profundidade e os critérios para aceitação de projeto. Essas são definidas em conjunto com conceitos da filosofia de segurança nuclear e tem como objetivo prevenir, controlar e mitigar possíveis acidentes ou transientes. Estas defesas e critérios são classificadas em diferentes níveis:

- Operação anormal ou mau funcionamento de componentes;
- Controle anormal de operação;
- Acidente de base de projeto;
- Mitigação e sistemas de emergência;

E barreiras ditas como principais em um projeto de reator:

- Pastilha de combustível;
- Revestimento metálico;
- Vaso e tubulação;
- Contenção;

Visto o contexto histórico simplificado da cultura de segurança ao longo do tempo, o objetivo deste trabalho é calcular, a partir de um evento postulado *Large Break Loss Of Coolant Accident* (LBLOCA), as doses efetivas e equivalentes para os indivíduos do público em uma área considerada como zona de exclusão definidas pela norma CNEN 09/69 (CNEN, 1969). A proposta, a partir de dados retirados da Torre A-10 localizada ao norte da unidade 2, tem como base validar cálculos de dose efetiva para o público a partir de valores de concentração retirados pelo programa *An Atmospheric Dispersion Program for Evaluating Design Basis Accidental Releases of Radioactive Materials from Nuclear Power Plants* (PAVAN) e por fim comparar com os dados do FSAR-Angra 2 (FSAR, 2010) e Angra 1 (FSAR, 2011). O acidente postulado no relatório final de análise de segurança considera falha de apenas 10% de varetas de combustível e 1% de liberação de radionuclídeos decorrentes da mesma. Já no relatório de Angra 1, os acidentes são considerados realistas e conservadores.

A análise conservadora considera falha no sistema primário, com falha de 100% no *gap* e liberação de 50% de Iodo para fora da contenção. A comparação dos cenários de acidentes para as duas unidades, mesmo com diferenças de elementos combustíveis e potência, é gerar uma ordem de grandeza da concentração quanto ao acidente realistas de Angra 2.

No capítulo seguinte será apresentada uma revisão bibliográfica sobre normas da CNEN relacionadas ao limite de dose de exposição do público, a caracterização de zonas de exclusão e o limite populacional do sítio e objetivo do trabalho.

Uma revisão histórica sobre o acidente *Small Break Loss Of Coolant Accident* (SBLOCA), ocorrido em TMI, será feita no terceiro capítulo a fim de introduzir e exemplificar o cenário de um acidente tipo LOCA. O acidente de estudo para este trabalho é o cenário LBLOCA. Tais acidentes, assim como os de Chernobyl e Fukushima, servem de aprendizado e lições para gerações futuras de reatores quanto à tecnologia e operação.

O capítulo quatro descreverá a metodologia do modelo gaussiano de dispersão, programas feitos em Fortran e MatLab utilizados para o cálculo de concentração e fórmulas utilizadas para a definição de dose efetiva para indivíduos, seguindo normas e tabelas da CNEN (CNEN, 2005). As concentrações de radionuclídeos liberados durante um acidente LBLOCA serão calculadas pelo programa PAVAN em Fortran 70, usado pela U.S Nuclear Regulatory Commission ou NRC. O detalhamento do programa feito em MatLab que gera gráficos de áreas em 2D e 3D da concentração, seguindo o modelo de pluma gaussiana, será mostrado no mesmo capítulo.

No quinto capítulo será descrito o cenário do acidente LBLOCA no sítio de Angra na unidade 2 e a determinação do termo fonte.

Por fim, o Capítulo 6 irá compilar os resultados das concentrações que serão usadas no cálculo de dose efetiva para diferentes faixas etárias, seguido das conclusões no Capítulo 7. Vale ressaltar que os dados dos ventos usados para o cálculo no programa PAVAN e no MATBLAB foram retirados de Aguiar (2015) apenas para a torre A do sítio de Angra. O programa Pavan utilizado segue a orientação do relatório RG1.145 de “*Atmospheric Dispersion Models for Potential Accident Consequence Assessments at Nuclear Power Plants*” (NRC, 1982).

2.REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

O reator de Angra 2 é composto por 193 elementos combustíveis e 236 varetas de combustível por elemento, com enriquecimento inicial em 3 regiões de 1,9%, 2,5% e 3,2% de Urânio-235 (ETN, 2016). O enriquecimento no carregamento atual de 3,6% e 4,0% de Urânio-235 é capaz de gerar potência líquida de 1.280MWe (ETN, 2016).

O tamanho da área de exclusão, como mostrado na Figura 2, é determinado (ETN, 1998) pela potência do reator em questão, no caso a unidade 2 de Angra, com potência de 1.350 MW capaz de atender ao consumo de 2 milhões de habitantes.

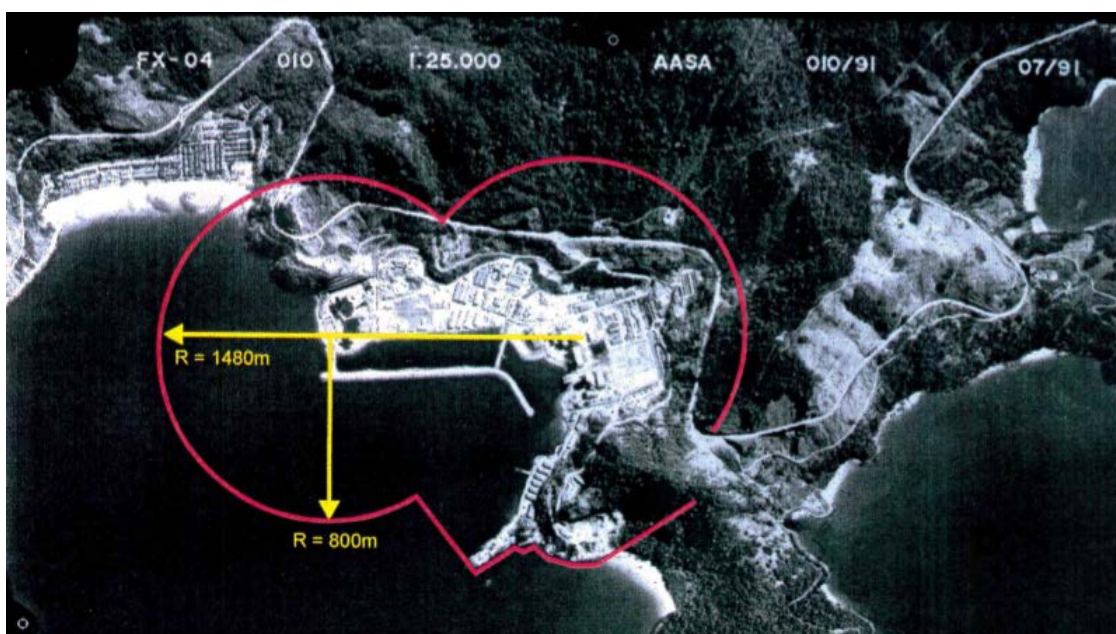


Figura 2- Zona de Exclusão das unidades 1, 2 e 3 de Angra.

Fonte: RIMA - Angra

A zona de exclusão pela norma CNEN 09/69 (CNEN, 1969) é definida pela área pertencente ao patrimônio da concessionária, que circunda o reator. Nesta área ela tem autoridade para determinar todas as atividades, inclusive remoção de pessoal. Portanto, a concessionária responsável, a Eletronuclear, possui exigência quanto à zona de exclusão relacionada à dose equivalente a indivíduos localizados em qualquer ponto de seu contorno.

Em um período de 2h após a liberação de produtos de fissão, o indivíduo não deverá receber uma dose corporal limite de 25 REM (dose externa) ou 0,25 Sv ou uma dose na tireóide equivalente a 300 REM (dose interna) ou 3 Sv devido à inalação de I-131 situado em um ponto sobre a linha limítrofe externa (CNEN 09/69, 1969).

Alguns pontos devem ser destacados como por exemplo o caso do sítio de Angra. Neste caso, a área de exclusão pode ser atravessada pela rodovia BR101 visto que ela não está perto da instalação a ponto de comprometer as operações, e, em hipótese alguma, devem existir residências nesta zona. Os indivíduos ocupacionalmente expostos e do público devem estar sujeitos ao plano de remoção explicitado na norma CNEN 09/69 (CNEN, 1969).

Atividades da concessionária não relacionadas com a operação do reator, poderão ser permitidas no interior da área de exclusão, a critério da CNEN, dentro de limitações apropriadas, desde que não resultem em riscos à saúde e segurança públicas. (CNEN,1969, p.4)

Para a determinação da zona de baixa população, a norma CNEN 09/69 classifica:

Zona de Baixa População é a área pouco habitada adjacente à área de exclusão. O número total de habitantes deve permitir a existência de medidas protetoras a serem tomadas em caso de acidente grave.

§ 1º - Esta definição não especifica uma população total, ou distribuição de população permissível, dentro desta zona, uma vez que a situação pode variar de um caso para outro.

§ 2º - Baixa população corresponde a um número total e a uma distribuição dos habitantes, conjugados, dentro da área considerada, tal que, dadas as vias de comunicação existentes na mesma, seja possível planejar e executar sua evacuação, ou instruí-los a tomar abrigo, dentro de um certo intervalo de tempo a partir do início de um acidente grave. (CNEN, 1969, p.4)

Neste trabalho, considera-se que o sítio de Angra de instalações múltiplas segue o artigo 17. § 2º que diz:

Se os reatores são suficientemente independentes de modo que um acidente num deles não inicie um acidente em outro, as dimensões da área de exclusão, da zona de baixa população e da distância ao centro da população serão calculadas para cada reator individualmente e as envolventes da superposição plana das áreas assim calculadas serão então tomadas como seus respectivos limites. (CNEN, 1969, p.6)

Para o cálculo de dose efetiva decorrente de um acidente de ruptura na perna quente do reator de Angra 2 em 380 cm², o cenário com liberação do inventário de radionuclídeos devido a ruptura na contenção levaria a doses radiológicas a indivíduos do público situados na zona de exclusão.

O modelo utilizado para o cálculo de dose recomendado pela AIEA (2001) envolve os produtos de fissão considerados na liberação par atmosfera, taxa de liberação relacionada ao tempo de acidente em 2 horas, dados meteorológicos, conversão de dose para faixas etárias analisadas e concentração normalizada (χ/Q).

Para plantas nucleares, a regulamentação exige a avaliação das características do site relacionadas a dispersão atmosférica e o estabelecimento de parâmetros e modelos de dispersão de modo que as doses radiológicas decorrentes de um acidente não exceda o limite imposto pelo órgão regulador. O modelo de dispersão utilizado para o licenciamento de instalações nucleares é o de pluma gaussiana. A partir das classificações dos tipos de estabilidade e regimes de ventos, os coeficientes de dispersão vertical e horizontal são determinados. Este modelo foi gerado a partir de valores experimentais feitos por Pasquill-Gifford para 6 categorias de estabilidade.

Para explicar o quadro meteorológico da região, seguindo o modelo de Pasquill-Gifford (1976), é fundamental caracterizar a topografia, intensidade do vento e classificação quanto à estabilidade atmosférica.

Na Tabela 1 a classificação é dividida em período noturno e diurno, velocidade dos ventos, e a estabilidade de Pasquill-Gifford (1976). A Tabela 2 mostra a estabilidade para as 6 categorias.

Tabela 1 - Classificação de turbulências relacionadas ao tempo (GIFFORD,1976).

Velocidade do vento na superfície em [m/seg]	Classificação de Turbulência				
	Período Diurno			Período Noturno	
	Forte	Moderado	Fraco	Nublado ou 3/8 de nebulosidade	Maior ou igual a 3/8 nebulosidade
< 2	A	A	B	-	-
2	A – B	B	C	E	F
4	B	B – C	C	D	E
6	C	C – D	D	D	D
> 6	C	D	D	D	D

Tabela 2 -- Classificação quanto à estabilidade (GIFFORD,1976)

Estabilidade	
Estabilidade	Classificação
A	extremamente instável
B	moderadamente instável
C	levemente instável
D	condições neutras
E*	condições levemente estáveis
F*	condições moderadamente estáveis.

E* e F*- Condições de Inversão

3.BREVE HISTÓRICO DO ACIDENTE TMI E APRENDIZADOS

A planta de TMI está localizada na Pensilvânia, EUA, cerca de 10 km a sudeste de Harrisburg (capital do estado) e consiste em duas unidades de reatores do tipo PWR (*pressurized water reactor*) com potências de 792MWe e 880MWe, respectivamente. O acidente severo de TMI, na unidade 2, consistiu na fusão parcial do núcleo e na grande liberação de produtos radiativos para a contenção. O acidente serviu de lição e aprendizado de plantas nucleares quanto ao licenciamento e projeto (Knief, 1992).

O reator da unidade 2 consistia em um PWR com 2 geradores de vapor, vaso do reator, 2 bombas principais e pressurizador no sistema primário. O sistema de emergência consistia em barras de controle, injeção de água a alta pressão (HPI) do sistema de emergência de resfriamento do núcleo (ECCS), tanque de água borada e sistema de recirculação do ECCS (SUMP).

Os fatores de projeto contribuintes para a condição de acidente constituem problemas que foram abordados em documentos pós-TMI (Nuclear Regulatory Commission, 2016), como teste periódico ineficaz em válvulas e deficiências de projeto na sala de controle acessível aos operadores (fatores humanos).

O primeiro evento deste acidente foi a perda de refrigerante do sistema primário pelas válvulas do pressurizador, responsáveis pelo alívio de pressão do sistema primário. A válvula solenóide falhou aberta, uma vez que sua condição inicial era de fechar após o alívio de pressão. Devido a essa perda de refrigerante, o limite de fuga do primário foi ultrapassado. No entanto, os operadores não detectaram a falha no fechamento da válvula de alívio.

O segundo problema foi no sistema secundário, em que a válvula da água de alimentação falhou fechada, gerando falta de refrigeração pelo secundário e conseqüentemente um Sub-resfriamento do sistema primário. Vale ressaltar que o teste de abertura da válvula tinha sido realizado dois dias antes do ocorrido.

O terceiro e último evento foi o desarme da bomba do condensador, ocasionado pela resina do desmineralizador.

A seqüência de eventos é dada a seguir:

- Aumento da pressão do primário pela perda de água de alimentação do gerador de vapor pelo lado secundário;
- Desarme da bomba de água de alimentação e turbina;

- Desarme do reator;
- Decréscimo da pressão do primário pela válvula do pressurizador;
- Válvula de água de alimentação bloqueada;
- Injeção a alta pressão pelo ECCS;
- Ruptura dos discos do tanque de alívio;
- Redução do nível de refrigerante no Reator;

Alguns erros de natureza organizacional podem ser exemplificados, como troca ineficaz de informações sobre a condição do reator pela equipe de operação, interface da sala de controle deficiente, treinamento inadequado dos operadores, manutenção ineficaz de válvula e alarmes de menor importância que mascararam os de maior importância (Knief,1992).

Algumas exigências pós TMI foram emitidas pela NRC:

1. RG 1.97 Instrumentação para Reatores nucleares refrigerado a água leve para avaliação de condições do contorno durante o acidente (NRC,1980);
2. Critério de preparação e avaliação de respostas a emergências radiológicas e preparação de apoio a centrais nucleares (NRC-NUREG 0654);
3. Requisitos para a capacidade de resposta de emergência (NRC-NUREG 0737);
4. Critérios funcionais para Resposta de Emergência Instalações (NRC-NUREG 0696,1981)
5. Condições da licença ou compromissos com critério de segurança específicas quanto à operação da usina (NRC);

4.METODOLOGIA

Neste capítulo serão explicados o modelo gaussiano utilizado no programa PAVAN em Fortran 70, o programa feito em MATLAB e o cálculo de dose efetiva para indivíduos na zona de exclusão.

4.1-Modelo Gaussiano

Para introduzir o modelo de Pasquill-Gillford, será necessário classificar os 5 tipos de pluma que dependem da estabilidade da atmosfera. Pela definição, a formação de pluma é uma coluna ou nuvem contínua de fumaça emanada da boca de uma chaminé (Lamarsh e Baratta, 2000). Portanto, os efluentes radioativos emitidos de uma instalação nuclear podem ser comparados pelo comportamento da mesma forma que fumaça. As classificações típicas para uma pluma são: estável, neutra abaixo e estável acima (Fumigação), instável, neutra, estável abaixo e neutra acima. A Figura 3 exemplifica as classificações de uma pluma juntamente com os efeitos causados pela Temperatura x Altura.

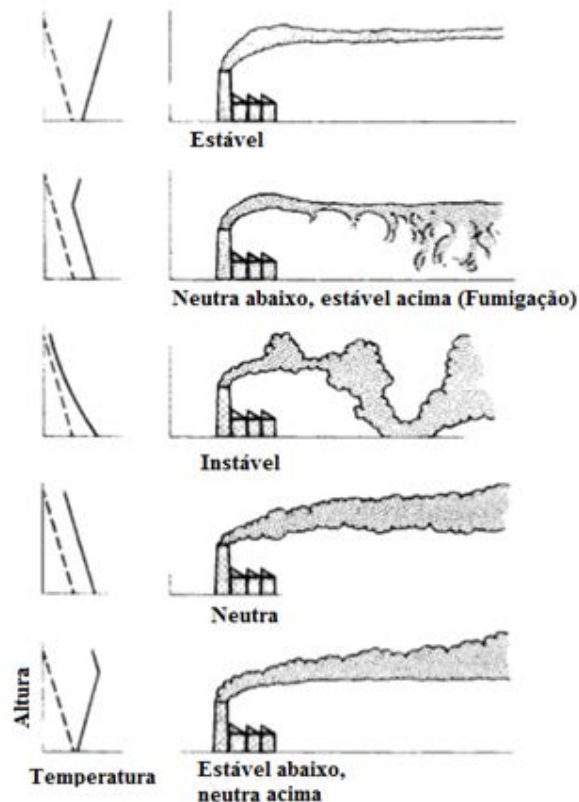


Figura 3 - Tipos de Formação de plumas relacionados à temperatura e altura de liberação.

Fonte: Lamarsh e Baratta.

Um efluente lançado em algum momento para a atmosfera , não só se move de uma forma bruta , devido às várias condições de temperatura , mas como também partículas individuais no efluente se tornam cada vez mais separadas umas das outras, como o resultado de turbulência atmosférica local (Lamarsh e Baratta, 2000).

Para o nosso caso, considerando a fonte pontual na origem de coordenadas, a fonte irá emitir o poluente a uma taxa constante de Q Bequerel por unidade de Tempo. A concentração X, independente do tempo e com velocidade média do vento v a uma direção x, pode ser modelada pela equação (1).

$$K_y \frac{d^2 \chi}{d^2 y} + K_z \frac{d^2 \chi}{d^2 z} = \bar{v} \frac{d\chi}{dx} \quad (1)$$

K_i = coeficiente de difusão na direção i, para i=y,z.

v= velocidade média do vento na direção x

O efluente que segue uma direção x sofre dispersão vertical e horizontal seguindo uma distribuição de Gauss. A equação (2) relaciona valores de difusividade térmica do ambiente quanto à dispersão na direção i.

$$\sigma_i = \left(\frac{K_i 2x}{v} \right)^{1/2} \quad (2)$$

A solução para a equação (1) esta evidenciada pela equação (3).

$$\chi = \frac{Q'}{2\pi\sigma_y\sigma_z\bar{v}} e^{-\left(\frac{y^2}{2\sigma_y^2} + \frac{z^2}{2\sigma_z^2}\right)} \quad (3)$$

No entanto, o modelo experimental de Pasquill mostrou que a dispersão vertical e horizontal aumenta muito mais que a raiz da distância para a fonte. A Figura 4 e 5 mostra, respectivamente, o gráfico pra a dispersão horizontal e vertical por distância da fonte em metros para 6 categorias de turbulência.

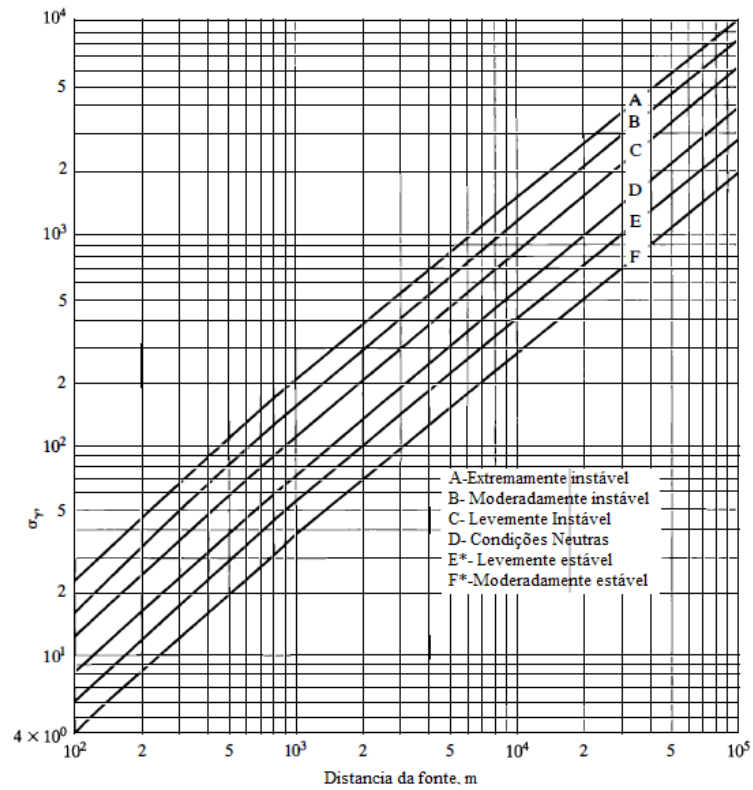


Figura 4 – Gráfico da Dispersão horizontal por distância da fonte do modelo experimental de Pasquill para 6 categorias de turbulência.

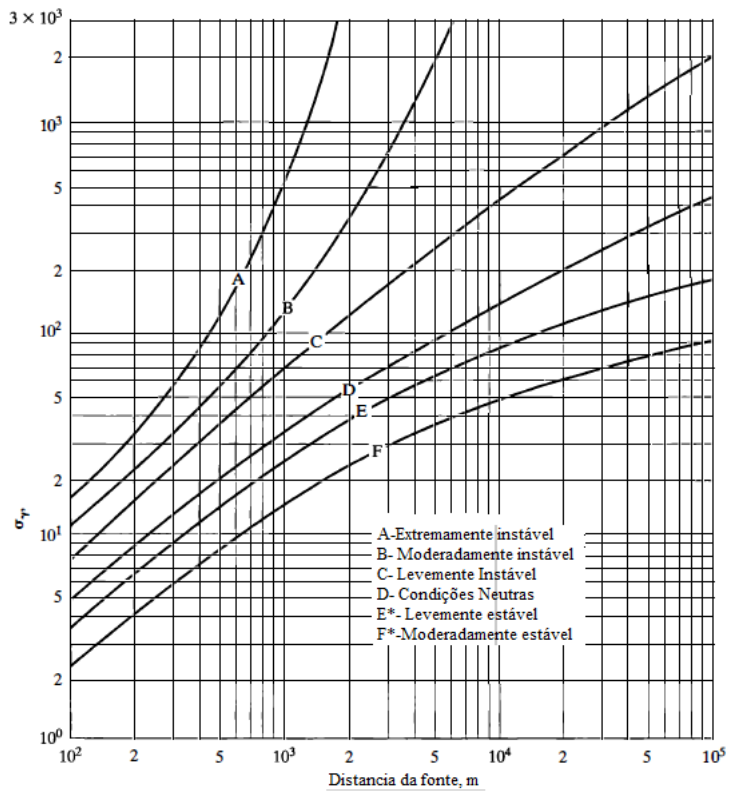


Figura 5 - Gráfico da Dispersão vertical por distância da fonte do modelo experimental de Pasquill para 6 categorias de turbulência.

Porém, para um nível diferente do solo, deve-se levar em consideração um fator h de altura da chaminé para o cálculo da concentração, dado pela equação (4).

$$\chi = \frac{Q'}{2\pi\sigma_y\sigma_z\bar{v}} \left\{ e^{-\left(\frac{y^2}{2\sigma_y^2} + \frac{(z+h)^2}{2\sigma_z^2}\right)} + e^{-\left(\frac{y^2}{2\sigma_y^2} + \frac{(z-h)^2}{2\sigma_z^2}\right)} \right\} \quad (4)$$

Portanto, para este modelo desenvolvido por Pasquill, os cálculos da concentração em Bq/m³ de uma fonte estacionária Q serviram de dados de entrada para o programa PAVAN.

4.2-PAVAN

O programa PAVAN foi criado para estimar a concentração no nível do solo de radionuclídeos em um acidente em potencial. Utilizado pela NRC, o PAVAN usa dados de frequência atmosférica, ventos com 8 classificações seguindo o modelo de Pasquill-Gifford (1976) e direções em 16 setores na rosa dos ventos. Como resultado, as concentrações em X/Q e direções em vários períodos de tempo são calculadas para cada setor no limite da área de exclusão e/ou de baixa população.

Os cálculos da concentração são baseados na teoria de distribuição normal em torno do eixo da pluma explicado anteriormente.

O máximo valor de concentração, o maior valor do setor e para todo o sítio são representados para o período de 0-2 horas. Para períodos acima de 2 horas, a concentração é calculada pela média anual, como os procedimentos descritos no Guia de Regulamentação 1.111/(NRC, 1977) e usada com as concentrações de 0-2 horas para interpolação logarítmica, definindo períodos de 8, 16, 72 e 624 horas.

O programa tem opções de cálculo de liberação de radiação que incluem todos os pontos a uma altura de 2,5 vezes a altura das estruturas sólidas adjacentes (NRC, 1982), situações de fumigação considerando, um pouco depois do nascer do sol ou em uma manhã clara, a inversão por efeito adiabático ou no nível do solo.

A equação (5) mostra o cálculo de concentração a uma altura h que será utilizado neste trabalho para o cálculo de dose efetiva.

$$\frac{\chi}{Q}(x, i, j, k) = \frac{e^{\left\{-\frac{1}{2}\left[\frac{h_{ek}(x)}{\sigma_{zj}(x)}\right]^2\right\}}}{\pi\sigma_{yj}(x)\sigma_{zj}(x)U_{ij}(h_s)} \quad (5)$$

$\chi/Q(x,i,j,k)$ =concentração relativa a uma distância x com categoria de velocidade do vento de Pasquill i , estabilidade j e setor k em seg/m^3 .

$U_{i,j}(h_s)$ =máxima velocidade do vento para categoria i e estabilidade j ajustada a altura de liberação em m/seg .

$H_{ek}(x)$ =altura da pluma em um setor k a favor do vento e distância x em metros.

$\sigma_{yj}(x)$ =coeficiente de dispersão lateral da pluma na estabilidade j a uma distância x em metros

Gerando os dados através do programa PAVAN em seg/m^3 , o cálculo da concentração em Bequerel por segundo, será multiplicado para cada radionuclídeo como será mostrado na seção 5.3.2.

4.3-MatLab

O programa feito no MatLab 2015 segue o modelo gaussiano dado pela equação (6), porém considera valores H de elevação em relação ao solo para o cálculo da concentração de radionuclídeos em diferentes distâncias.

O cálculo servirá apenas para áreas relativamente planas, portanto, para um terreno acidentado como o de Angra, a concentração será calculada para áreas de raio de 700 metros, com elevação zero. O modelo utiliza valores aproximados da difusividade do terreno com o a dispersão atmosférica vertical e horizontal dada pela equação 7. Portanto, para terrenos acidentados, as incertezas geradas pela turbulência e elevação tornam o modelo inapropriado.

$$C(x, y) = \frac{Q}{\pi\sigma_y\sigma_z\bar{v}} e^{\left[-\frac{1}{2}\left(\frac{y^2}{\sigma_y^2} + \frac{H^2}{\sigma_z^2}\right)\right]} \quad (6)$$

O programa tem a capacidade de mostrar a concentração no nível do solo. Porém algumas condições devem ser satisfeitas, como liberação constante e contínua, terreno relativamente plano, velocidade e coeficientes de Pasquill-Gillford constantes para pequenas distâncias.

A saída do programa fica limitada a partir de grandes valores para x, portanto, o gráfico em 2D para a dispersão em z(x,y) não possui riquezas de detalhes. O programa servirá apenas para traçar gráfico de dispersão decorrente de um acidente com liberação contínua normalizada em seg/m³. O cálculo do programa se dá através da conversão da difusividade em coeficientes de Pasquill-Gifford (1976) dado pela equação (7) (Lamarsh e Baratta, 2000).

$$K_i = \frac{\sigma_i^2 v}{2x} \quad (7)$$

Onde:

x = Distância relativa da fonte ao ponto de cálculo da concentração;

σ = Coeficiente de dispersão vertical e horizontal;

v = Velocidade do vento.

Para fins de comparação, a equação (6) utilizada no programa tem como entrada:

- Velocidade do vento igual a 1,5 m/s;
- Y limitado em Ymin=0 e Ymax=100;
- X limitado em Xmin=10 e Xmax=1000;
- Altura de elevação em relação ao solo 50m;
- Liberação em nível do solo;
- Coeficientes de Pasquill-Gifford para Xmin =0 até Xmax =800;

4.4-Cálculo de Dose

Seguindo o objetivo proposto do trabalho, após calcular a concentração de cada radionuclídeo a uma distância da zona de exclusão, o cálculo de dose efetiva para indivíduos do público decorrente da passagem na rodovia BR101 será feito através da equação (8) segundo AIEA (2001).

Com a finalidade de demonstrar conformidade com limites de dose efetiva, deve ser empregada a soma da dose efetiva devida à exposição externa no período especificado com a dose efetiva comprometida devida a incorporações de substâncias radioativas no mesmo período.(CNEN, 2011, p.1)

Para o cálculo de dose efetiva (E_{efetiva}), na equação (8) serão levados em conta fatores de dose por inalação ($E_{\text{inalação}}$) e exposição externa ($E_{\text{imersão}}$) devido à imersão em uma pluma. Outros fatores, como exposição externa à radiação por deposição no solo e interna devido à ingestão de alimentos contaminados não serão analisados pelo fato de ter contribuições ao longo prazo.

$$E_{\text{efetiva}} = E_{\text{inalação}} + E_{\text{imersão}} \quad (8)$$

O cálculo de dose efetiva não deve ultrapassar valores estipulados pela CNEN para o grupo crítico.

O grupo crítico é definido por grupo de indivíduos do público, razoavelmente homogêneo em relação a uma determinada fonte ou via de exposição, que seja típico dos indivíduos recebendo as maiores doses efetivas ou doses equivalentes devidas àquela fonte ou via de exposição. (CNEN, 2011, p.5)

O grupo crítico será tomado como base a partir do cálculo de dose total para cada radionuclídeo. De acordo com CNEN 3.01 (CNEN, 2005), a restrição de dose é definida como valor inferior ao limite de dose como uma restrição prospectiva nas doses individuais relacionadas a uma determinada fonte de radiação ionizante, utilizado como limite superior no processo de otimização relativo a essa fonte. Tal restrição corresponde a um valor limite de 0,3 mSv de dose efetiva anual referente ao grupo crítico.

A dose efetiva por exposição externa devido a uma pluma é calculada através da equação (9) (AIEA, 2001), em que C_a é a concentração do radionuclídeo i a uma distância x calculada no programa PAVAN e multiplicada pelo valor de taxa de emissão. O coeficiente O_f é a fração adimensional de ano na qual o grupo crítico é exposto à imersão de uma nuvem que depende da particularidade da exposição. No trabalho foi considerado igual a 1. O valor de DF_{im} é o coeficiente de dose efetiva por imersão de um indivíduo em uma pluma radioativa para o nuclídeo i de emissor gama dado em Sv/ano por Bq/m³. Os coeficientes de dose para exposição ao público de CNEN (2011) para diferentes faixas etárias com o fator de correção estão disponíveis na Tabela 3.

$$E_{im} = C_a D F_{im} O_f \quad (9)$$

Tabela 3- Fator de correção por faixa etária.

Fator de correção para a idade para membros do público	
<2	1,4
2 a 7 anos	1,4
8 a 12 anos	1,2
13 a 17 anos	1,2
>18 anos	1

A dose efetiva segundo AIEA (2001) devida à inalação de radionuclídeos é calculada pela equação (10):

$$E_{inal} = C_a R_{inal} D F_{inal} \quad (10)$$

Onde R_{inal} é a taxa de inalação anual para adultos e crianças em m^3/ano . Para o cálculo, foram consideradas 5 taxas de inalação para 5 faixas etárias como mostra a Tabela 4 (Dias, 2002)

Tabela 4 – Taxa de inalação para 5 faixas etárias

Taxa de Inalação					
Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Taxa de Inalação(m^3/ano)	1400	3700	8000	8000	8400

O valor de $D F_{inal}$ é o coeficiente de dose efetiva por inalação em Sv/Bq e foram obtidos pela CNEN 3.01 (CNEN, 2011) de Coeficiente de Dose para exposição ao público.

Para resultados, no Capítulo 6, serão mostrados dose efetiva total dada pela equação para cada radionuclídeo e a faixa etária de maior dose recebida.

Por fim, será analisada a concentração de I-131 e I-133 relativa à importância na contribuição de dose efetiva total para cada faixa etária afim de definir o grupo crítico.

5.SÍTIO E ACIDENTE

A unidade 2 de Angra está localizada na Latitude 23°00'24.73 Sul e Longitude 44°27'30.73 Oeste (FSAR, 2010) no Centro Nuclear Almirante Álvaro Alberto formado pelo conjunto de 3 unidades de propriedade da Eletronuclear. Neste capítulo, serão apontadas as etapas e árvore de eventos em um cenário LBLOCA na tubulação da perna quente, que por estar ligada ao sistema de resfriamento do reator, torna-se um agravante para o critério de sucesso de remoção de calor do núcleo. Será mostrado o termo fonte de liberação, falha dos sistemas de segurança da usina e as características do sítio em relação ao regime de ventos e topografia.

5.1-Descrição do Sítio

A planta nuclear CNAAA II localizada no distrito de Cunhambebe no município de Angra dos Reis no Estado do Rio de Janeiro, se encontra a uma distância de 133km da cidade do Rio de Janeiro, 216 km de São Paulo e 343 km de Belo Horizonte (FSAR, 2010).

O sítio é influenciado por 3 topografias básicas: Serra do Mar, Vale do Paraíba e Planície Costeira que proporciona um agravante no regime de ventos e estabilidade devido a sua topografia. Situado na praia de Itaorna, o sítio é cercado por encostas de declividade entre 30° e 40°, coberta por depósitos de tálus e colúvios. No km 131, apresenta-se o perigo devido a sinais de escorregamento com rachaduras da encosta da rodovia BR101, com histórico de deslizamento e bloqueio que influenciam diretamente na evacuação de moradores em cenário de acidente (ETN, 1998).

Em relação aos ventos predominantes no sítio de Angra, o regime de ventos diurnos de brisas marítimas se direciona ao Vale do Paraíba enquanto o regime noturno possui um fluxo oposto à direção da Baía de Ilha Grande, como mostrado na Figura 6.

O clima regional é predominantemente tropical úmido e quente, porém existem fatores como latitude e relevo que podem causar uma diversidade climática na região.

Um fenômeno importante de inversão de ventos alísios deve ser ressaltado, causados pela diferença de densidade das camadas de ar (ETN, 1998).



Figura 6- Direção de ventos predominantes no sítio de Angra diurno e noturno.

Fonte: Google Maps – Abreu, Caio

Em um dia normal, o aquecimento do solo pelo sol faz com que o ar imediatamente acima do solo fique em uma temperatura mais elevada em comparação ao ar mais elevado, logo, a densidade do ar quente por ser menor, faz com que o ar se desloque para cima formando um ciclo de ar contínuo (Figura 7a).

Em ocasiões de céu aberto, porém sem sol, como em noites claras ou manhãs frias, a temperatura do solo decresce devido à baixa irradiação solar, portanto, o ar frio de maior densidade tende a permanecer a nível do solo de modo que não haja deslocamento das camadas de ar (Figura 7b). Este nível é considerado como estável ou de inversão.

Este fator torna-se importante no cálculo de dispersão atmosférica, dada por Pasquill-Gifford (1976), por ser um agravante quanto à dispersão horizontal e vertical de produtos radiativos.

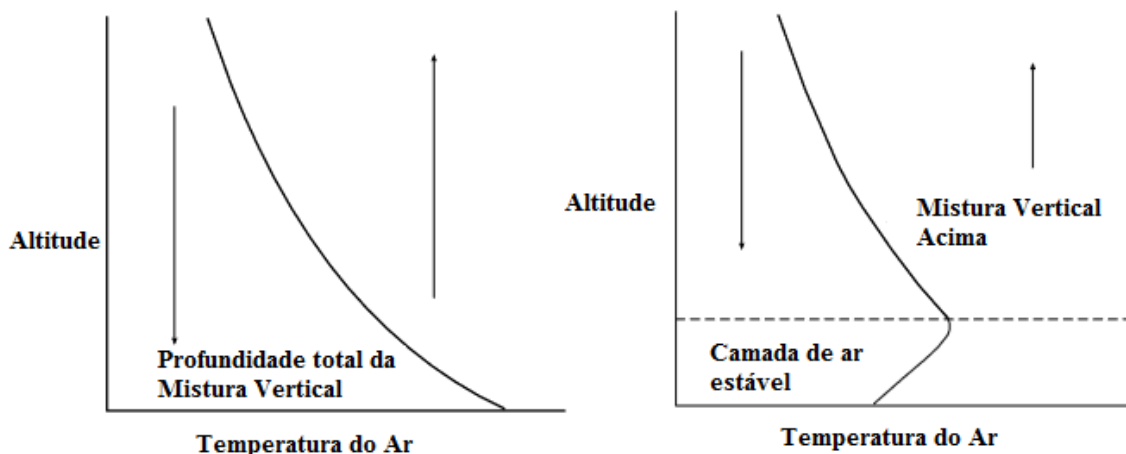


Figura 7 - Gráfico da temperatura do ar por altitude mostra ideia de circulação do ar devido à diferença de densidades (a) e (b) mostra a linha de estabilidade durante o fenômeno de inversão.

Fonte: Lamarsh e Baratta

A topografia de Angra foi retirada do programa Global Mapper (Global Mapper, 2016) versão 17.1, como mostrado na Figura 8, e refeito através de curvas de nível pelo programa Civil 3D (Autodesk, 2016), como mostra a Figura 9 apenas para visualização e compreensão da turbulência e predominância de ventos da região.

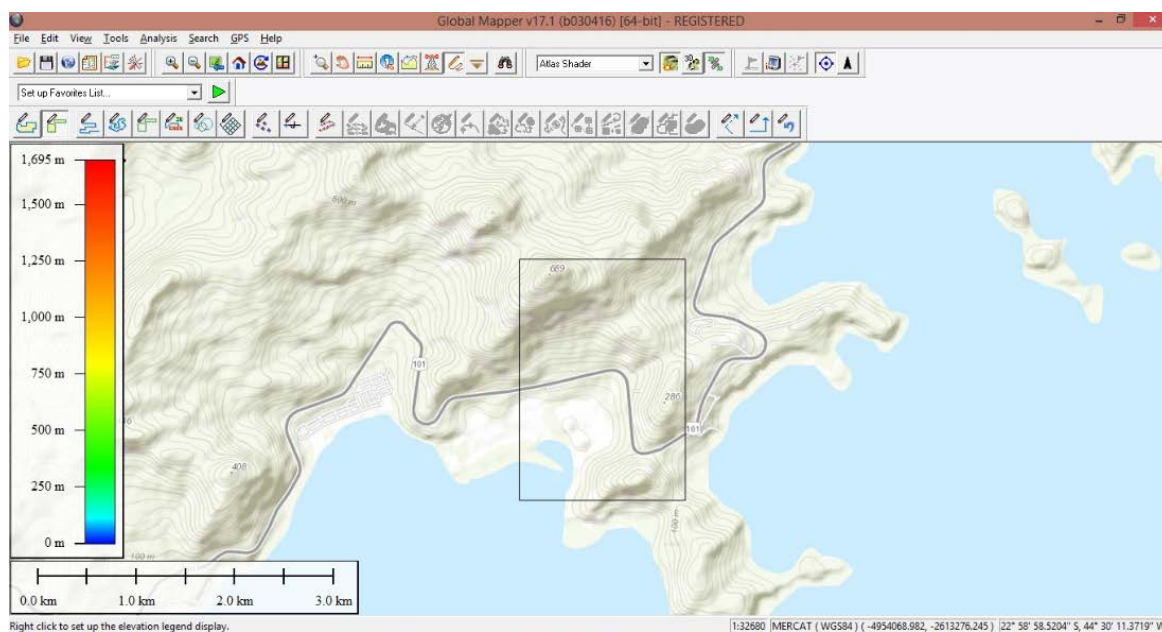


Figura 8 - Topografia em curva de nível real no programa Global Mapper 17.1.

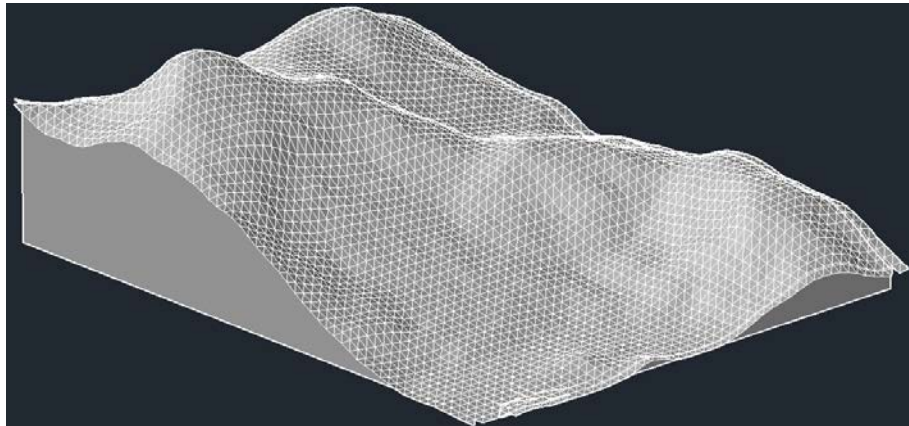


Figura 9 - Topografia real do sítio de Angra.

Fonte: AutoCad Civil 3D - Abreu, Caio

5.2-Dados do vento

No conjunto de fatores, o regime de estabilidade A, por ser extremamente instável em um cenário de acidente faz com que os produtos de fissão liberados na atmosfera tendam a se dispersar mais rapidamente. Em contrapartida, as classificações E e F causadas por efeito de inversão do ar fazem com que a concentração de radionuclídeos fique limitada pelo nível de estabilidade apresentado na Figura 7b.

Para o estudo de caso, os dados de ventos avaliados foram retirados apenas para a Torre A-10 localizada ao Norte da unidade 2, a uma altura de 50 metros, como mostra a Figura 10, devido à importância da concentração em um cenário de acidente para a rodovia BR101 e pela predominância de ventos no setor N, explicado mais à frente.



Figura 10 - Sítio de Angra dada a zona de exclusão e localização da Torre-A.

Fonte: Google – Abreu, Caio

Os dados de vento da Torre A utilizados para este trabalho foram retirados de Aguiar (2015), em que foram tratados para servir como entrada para o programa CALMET e abrangem o período mais chuvoso e quente da região, Janeiro/09. O período chuvoso está relacionado ao agravante no cálculo de dose efetiva devido a deposição de radionuclídeos no solo. No entanto, por ser considerado meio de exposição ao indivíduo a longo prazo, não será considerado no cálculo de dose.

Os resultados mostrados na Tabela 5 são para diferentes períodos do dia e intensidades de ventos na Torre A.

Tabela 5 - Proporção de ventos para 4 períodos do dia.

Torre A-10 (23° 00' 9" S, 44° 00' 30" W)					
Intensidade do Vento[m/s]	00:00-05:00	06:00-11:00	12:00-17:00	18:00-23:00	Média
0.5- 2.1	87,6%	79,6%	91,9%	83,9%	85,7%
2.1 - 3.6	5,4%	2,2%	3,8%	9,1%	5,1%
< 0.5	7,0%	18,3%	4,3%	5,9%	8,9%
3.6 - 5.7	-	-	-	1,1%	0,3%

A Figura 11 mostra a intensidade e porcentagem de ventos para todos os subperíodos da Tabela 5 e a média por intensidade de ventos.

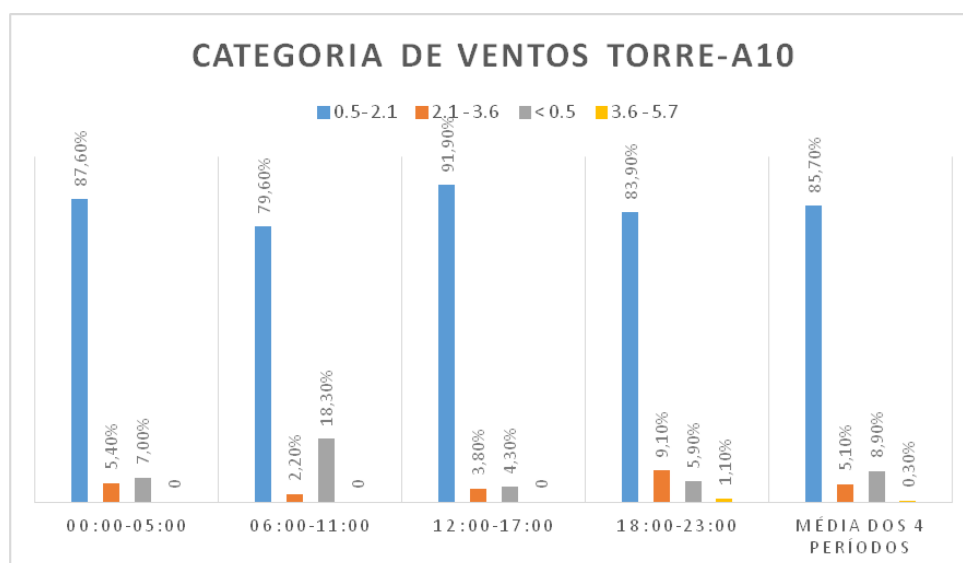


Figura 11 - Categoria de ventos para os 4 períodos analisados e a média dos períodos.

Quanto à direção do vento para as 4 divisões temporais, a Figura 12 mostra a imagem de satélite do sítio de Angra com o posicionamento da Torre A-10 analisada.

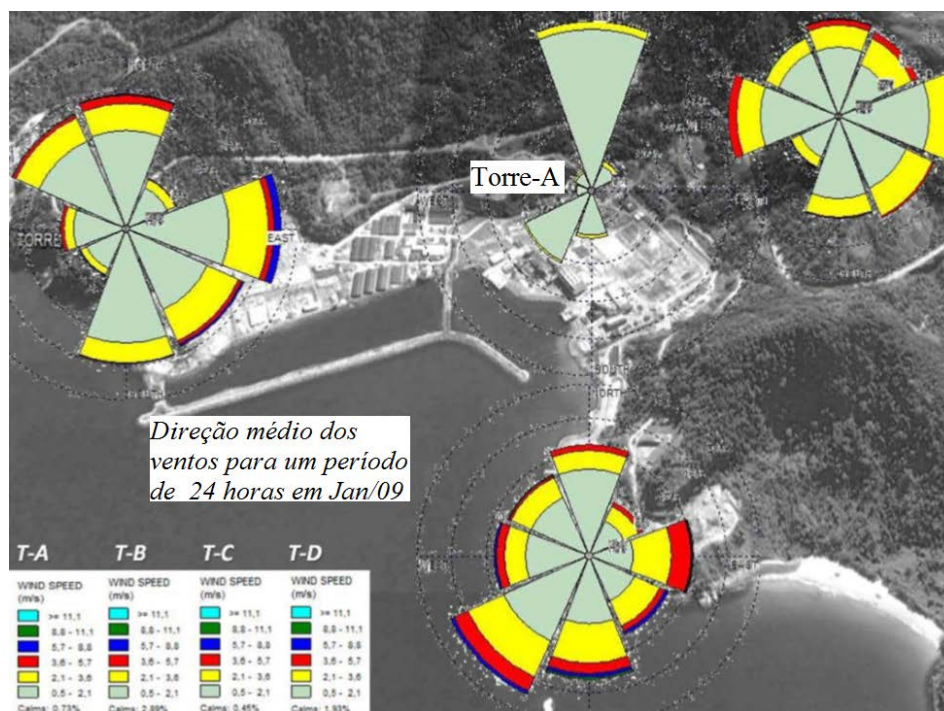


Figura 12 - Predominância de ventos para cada setor e porcentagem de ventos.

Fonte: Aguiar, 2014.

Não será assumido o instante do acidente LBLOCA, pois, para que a visão seja geral, os dados de ventos utilizados deverão ser a média de velocidade e direção abrangendo todo o período do dia. Portanto, o uso dos dados será compilado para a média dos ventos e das direções da Figura 12 para a Torre A (Aguiar, 2015).

A Torre A foi escolhida devido à importância quanto a proximidade da BR101, a exposição de indivíduos do público decorrente do acidente LBLOCA e ao regime de calmaria.

Pela Figura 12, nota-se uma predominância de direção e altas frequências para os setores Norte e Sudoeste de ventos na Categoria de Pasquill-Gifford D e E semelhante ao estudo de Oliveira Júnior (2010) e velocidade de vento aproximado de 1,5m/s. A calmaria refere-se a todo o perfil de vento abaixo de um valor de partida do sensor. Como a velocidade mínima do sensor das torres de Angra é de 0,36 m/s, devido à limitação e para o cálculo de entrada no programa PAVAN, foram adotados respectivamente para as categorias D e E em torno de 0,75% ou 5 horas e 0,60% ou 4 horas para dados retirados no período de janeiro de 2009 .

Para dados da torre A, pela Figura 12 nota-se uma ocorrência aproximada de 32% para o setor N, 5% para NNE, 9% para S, 16% para SSW. A classe de vento e a faixa em m/s foram divididas em 6 classes como mostra a Tabela 6.

Tabela 6 - Classificação dos ventos para dados da Torre-A10

Classificação dos ventos	
Classe de Velocidades	Faixa em m/s
1	$0 \leq \text{Velocidade Vento} < 0,36$
2	$0,36 < \text{Velocidade Vento} \leq 1$
3	$1 < \text{Velocidade Vento} \leq 2$
4	$2 < \text{Velocidade Vento} \leq 4$
5	$4 < \text{Velocidade Vento} \leq 8$
6	$8 < \text{Velocidade Vento} \leq 16$

Durante o período diurno, em decorrência das brisas marítimas no sítio e topografia, as maiores frequências de classe D foram observadas para os setores SSE, S e SSW, em contrapartida, no período noturno, as direções principais foram dos setores E e ESE. Para o setor N, a classe predominante para o período diurno e noturno foi a F. Estes dados convergem para os resultados obtidos por Oliveira Júnior (2010) e mostram uma forte influência na topografia já citada.

5.3-LOCA e Termo Fonte

Um acidente de perda de refrigerante é um acidente de base de projeto definido no relatório de análise de segurança (FSAR, 2010). Um acidente tipo LOCA pode ser classificado desde pequenas rupturas na tubulação até grandes rupturas, no pior caso, guilhotina. Neste trabalho, será considerada a sequência de eventos do sistema de segurança para a unidade 2 de Angra. A sequência de eventos e o termo fonte do acidente foram retirados do FSAR-Angra 2 (FSAR, 2010). A probabilidade média de ocorrência deste evento é avaliada em 10^{-4} por ano por reator (Santina, 1978). O cálculo tem como objetivo comparar os resultados obtidos com os do FSAR de Angra 2, definido por valores em que o termo fonte será postulado para um acidente de 10% de falha das barras combustíveis de Angra 2 e 1% de liberação para fora da contenção.

5.3.1-Sequência de Eventos

Para o sistema de Angra 2, o evento iniciador será ruptura guilhotina na perna quente do reator de 380 cm² na linha do sistema de segurança de injeção do ECCS. Os eventos serão considerados conservadores.

A Figura 13 explicita a árvore de eventos simplificada para um evento iniciador de ruptura de tubulação. Para que não haja liberação de produtos de fissão (PF), deve existir uma sequência de sucesso dos sistemas de segurança. O sistema de segurança de resfriamento de emergência do núcleo (SREN) engloba os acumuladores (segurança passiva). Porém, para que haja sucesso, a potência elétrica exerce um papel fundamental, seja por energia externa ou gerador diesel. Caso não haja potência elétrica, as sequências da árvore da numeração 9 a 16, devido à dependência, podem gerar dano ao núcleo. A linha de sucesso do evento do sistema SREN segue com a descarga de 4/8 acumuladores na perna quente e fria da linha do primário, injeção 1/4 trens de água borada, 2/4 trens para a descarga dos tanques de água borada para o regime da recirculação e, por fim, o realinhamento após 20 minutos, para a recirculação de água do poço. Para o trabalho proposto, será considerado alimentação elétrica externa e sucesso do sistema de resfriamento de emergência do núcleo (SREN), porém com dano ao núcleo. No entanto, haverá falha na integridade da contenção e conseqüentemente a liberação do termo fonte para o ambiente externo.

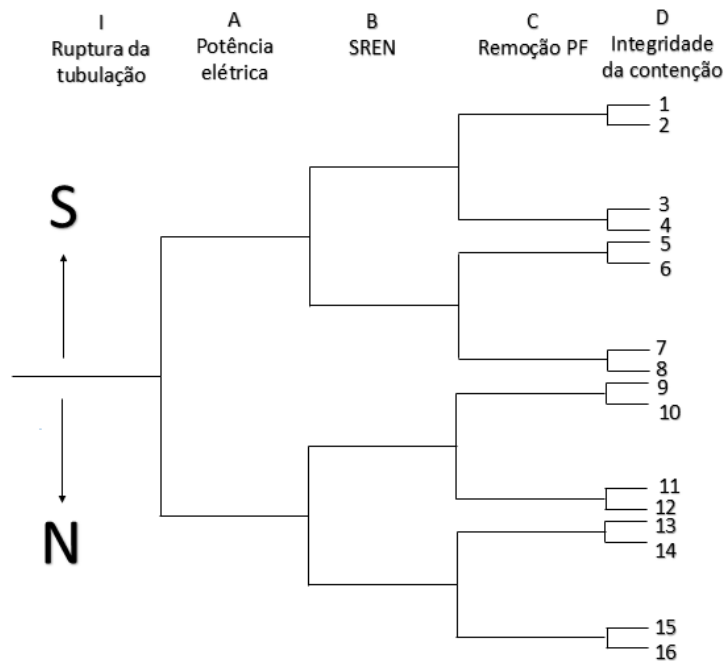


Figura 13 - Árvore de eventos simplificada para um evento inicial de ruptura de tubulação

A Tabela 7 mostra a sequência de eventos para uma ruptura do tipo guilhotina no caso de sucesso para o sistema de injeção de água e acumuladores.

Tabela 7 - Sequência de entrada dos sistemas de segurança a partir do evento de ruptura de tubulação do tipo guilhotina localizada na perna quente do reator de Angra 2.

Sequência LOCA Grande	
Evento	Tempo (Segundos)
Quebra da tubulação- Guilhotina	0
Trip do Reator a baixa pressão <132 bar.	
1.Trip da Turbina	1.46
2.Trip da bomba	
Perda de eficiência de Remoção de calor pelo Secundário.	
1.P _{rsc} <132 bar	1.46
2.P _{contenção} >1.03bar	
ECCS	
1. P _{rsc} <110 bar	8.34
2. P _{contenção} >1.03bar	
Nível do Pressurizador <2.28 m	13.0
Bomba de injeção de segurança	38.5
Acumuladores	340
Pico de pressão na contenção (1.72 bar)	350
Núcleo recuperado	370
Bomba do RHR	375
Linha recuperada	400
Perna quente recuperada	465
Acumuladores na Perna fria isolado	508.3

Fonte: FSAR – ANGRA 2

Na sequência de eventos, percebe-se o rápido desligamento do reator em 1.46 segundos com o desligamento da turbina e da bomba do primário, no entanto, em apenas 8.34 segundos, a pressão do sistema primário cai para 110 bar enquanto a pressão da contenção aumenta. Devido à perda de refrigerante, o sistema ECCS entra com objetivo de inundar novamente o reator e recuperar o núcleo. No processo de desligamento de um reator, o calor residual é o fator principal que pode afetar a integridade do núcleo, uma vez que o aumento descontrolado do calor pode causar

dano ao núcleo e fusão parcial ou total, gerando um acidente severo. Portanto, o sistema de remoção de calor residual (RHR) entra na sequência do acidente junto com os acumuladores de segurança passiva, para inundar rapidamente o reator evitando que ocorra a fusão do núcleo. Para um acidente de grande LBLOCA, não há necessidade da inserção de barras de controle como meio de desligamento do reator, pois, a vaporização do moderador interrompe instantaneamente a geração de nêutrons devido à baixa densidade e a inserção negativa de reatividade, como prevista no projeto de segurança inerente do reator. (Knief, 1992)

Para o caso proposto, o insucesso das linhas de *spray* da contenção e ventilação, após uma ruptura do tipo guilhotina e de um abrupto aumento de pressão na atmosfera da contenção, pode resultar na ruptura da contenção, quarta barreira da defesa em profundidade.

5.3.2-Termo Fonte

A maioria dos produtos de fissão gerados em uma planta nuclear provém do núcleo (FSAR, 2010). Mesmo com a existência de defesas em profundidade, como por exemplo o revestimento, os produtos de fissão podem contaminar o refrigerante no primário. Caso haja um vazamento, como em um acidente LOCA, substâncias radioativas podem ser liberadas para a atmosfera da contenção ou outros compartimentos. A equação (11) mostra o modelo para o qual o termo fonte é calculado; pode ser aplicada para gases nobres e algumas aproximações devem ser feitas para o caso de halogênios (FSAR, 2010).

$$\frac{Fi}{Bi} = m \frac{\tanh\left(a\sqrt{\frac{\lambda}{Di}}\right)}{a\sqrt{\frac{\lambda}{Di}}} \quad (11)$$

onde:

Fi= Número de átomos do nuclídeo i liberado para o refrigerante por unidade de tempo em átomos/s;

Bi= Número de átomos do nuclídeo i produzido no combustível por unidade de tempo em átomos /s;

m=Fração de falha de vareta de combustível;

a= Média de tamanho de grão de dióxido de urânio em cm;

λ = Constante de decaimento do nuclídeo i em segundos⁻¹;

Di= Coeficiente de difusão do elemento em cm²/s.

Os valores da Tabela 8 foram retirados do FSAR de Angra 2 (FSAR, 2010) para um cálculo conservador de 10% de falha das barras de combustível e com 1% de liberação dos Halogênios (Coluna 7A da Tabela periódica - F, Cl, Br, I e At).

Tabela 8 – Radionuclídeos liberados para a atmosfera em um acidente LOCA.

Termo Fonte de um acidente LOCA			
Nuclídeos	Liberação(Bq)	%	Taxa de emissão Q (Bq/seg)
I131	6,30E+07	13	8,75E+03
I132	7,75E+07	16	1,08E+04
I133	1,30E+08	26	1,81E+04
I134	9,67E+07	20	1,34E+04
I135	1,15E+08	23	1,60E+04
Sr89	4,26E+04	0	5,92E+00
Sr90	2,55E+03	0	3,54E-01
Zr95	7,01E+04	0	9,74E+00
Nb95	7,01E+04	0	9,74E+00
Cs134	3,93E+06	1	5,46E+02
Cs137	3,40E+06	1	4,72E+02
Ce141	7,08E+04	0	9,83E+00
Ce144	5,65E+04	0	7,85E+00
Np239	7,59E+05	0	1,05E+02
Cm242	8,77E+02	0	1,22E-01
Cm244	4,47E+01	0	6,21E-03
Pu238	5,27E+01	0	7,32E-03
Cr51	2,60E+03	0	3,61E-01
Mn54	5,20E+02	0	7,22E-02
Fe59	1,30E+02	0	1,81E-02
Co58	1,56E+03	0	2,17E-01
Co60	5,21E+02	0	7,24E-02
Sb122	5,46E+02	0	7,58E-02
Sb124	2,76E+02	0	3,83E-02
Total	4,91E+08	-	6,82E+04

Fonte: FSAR, 2010

A Tabela 8 mostra as atividades em bq / segundo, os dados do FSAR de Angra 2 (FSAR, 2010) para cada nuclídeo liberado no refrigerante do primário e, conseqüentemente, após um acidente LBLOCA com ruptura na contenção, seja liberado para a atmosfera em um período de 2 horas. A coluna de taxa de emissão é calculada para servir de entrada para os programas feitos no Matlab e Pavan.

A saída do programa Pavan, X/Q normalizado, deverá ser multiplicada pelo valor de Q para cada radionuclídeo a fim de calcular a dose efetiva para o público em Bq/s.

A Figura 14 mostra a concentração e a relevância de cada radionuclídeo na liberação de radiação em cenário de acidente.

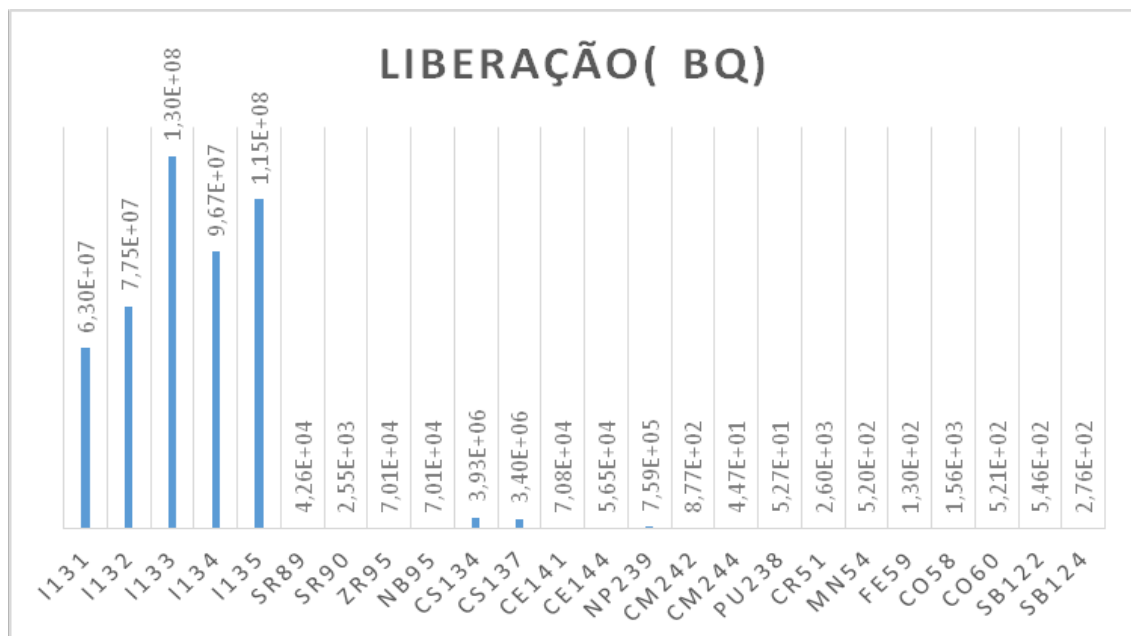


Figura 14 – Relevância dos radionuclídeos em um cenário de evento LBLOCA em Bq.

6.RESULTADOS

Os resultados da Tabela 9 foram calculados pelo programa PAVAN e correspondem à concentração normalizada na liberação em períodos de 0 a 2 horas, 0 a 8 horas, 8 a 24 horas, 1 a 4 dias, 4 a 30 dias e a média anual na área de exclusão que corresponde à circunferência de raio de 800 metros. Os resultados se mostraram condizentes com os valores e intensidades dos ventos da Figura 12, pois o setor Norte obteve a maior concentração para as 3 principais direções.

Tabela 9 - Resultados extraídos do programa PAVAN para a concentração normalizada em seg/m^3 para 16 setores à distância de 800 metros definida pela Zona de Exclusão.

Concentração Normalizada X/Q (seg/m^3)							
Setor/Período	Zona de Exclusão(m)	0-2 Horas	0-8 Horas	8-24 Horas	1-4 Dias	4-30 Dias	Média Anual
S	800	1.40E-04	7.27E-05	5.24E-05	2.58E-05	9.31E-06	2.68E-06
SSW	800	1.40E-04	7.27E-05	5.24E-05	2.58E-05	9.31E-06	2.68E-06
SW	0	0	0	0	0	0	0
WSW	0	0	0	0	0	0	0
W	0	0	0	0	0	0	0
WNW	0	0	0	0	0	0	0
NW	0	0	0	0	0	0	0
NNW	0	0	0	0	0	0	0
N	800	2.17E-03	1.37E-03	1.09E-03	6.62E-04	3.24E-04	1.35E-04
NNE	0	0	0	0	0	0	0
NE	0	0	0	0	0	0	0
ENE	0	0	0	0	0	0	0
E	0	0	0	0	0	0	0
ESSE	0	0	0	0	0	0	0
SE	0	0	0	0	0	0	0
SSE	0	0	0	0	0	0	0

Para o cálculo da dose efetiva, o valor usado para concentração em seg/m^3 corresponde ao setor norte a 800 metros no valor de $2.17\text{E}-03$, visto que é o único setor que pode gerar risco para a saúde do público devido à passagem da rodovia BR101.

Os valores do termo fonte em Bq/s foram multiplicados pelo valor de concentração do setor norte e usados para o cálculo de dose por imersão e inalação.

As Figuras 15 e 16 mostram os cálculos para a distância de 1000 metros pelo programa feito no MatLab. Na Figura 15, o gráfico dado por $Z \times$ Concentração mostra as curvas de dispersão para o eixo Z para diferentes distâncias de X. A Figura 16 mostra a concentração para diferentes distâncias de X com a fonte de emissão localizada a $x=1000$ metros em seg/m^3 pelo modelo gaussiano adaptado para a altura de elevação e de valores de difusão para coeficientes de dispersão de Pasquill-Gifford (1976).

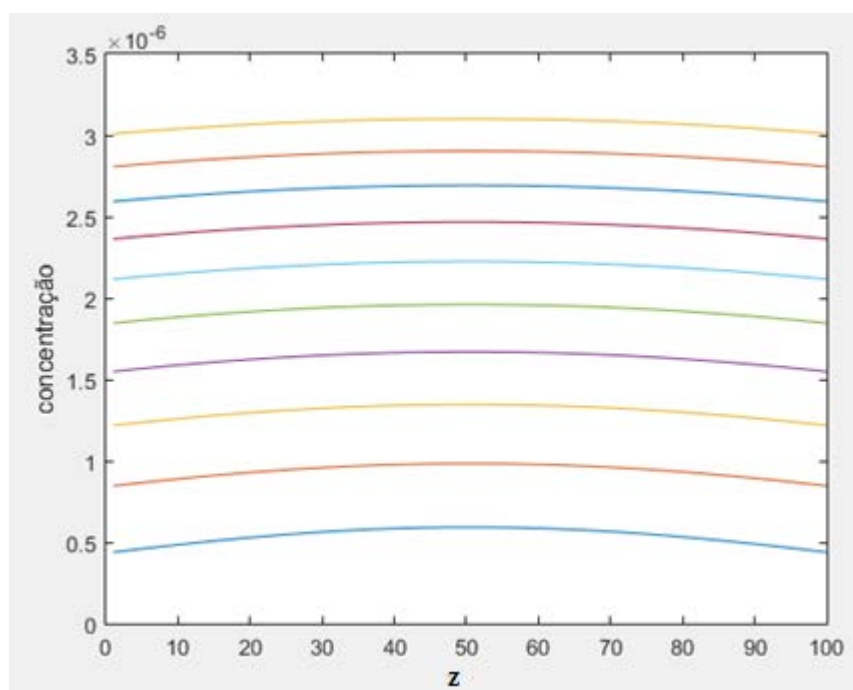


Figura 15 – Concentração de radionuclídeo normalizado para diferentes distâncias de x em dispersão do eixo y para direção norte e perfil de vento de $1.5\text{m}/\text{s}$. A nuvem radioativa se origina no ponto de liberação do termo fonte na contenção de Angra 2 a 55 metros acima do solo, o cálculo foi adaptado de dispersões a nível do solo.

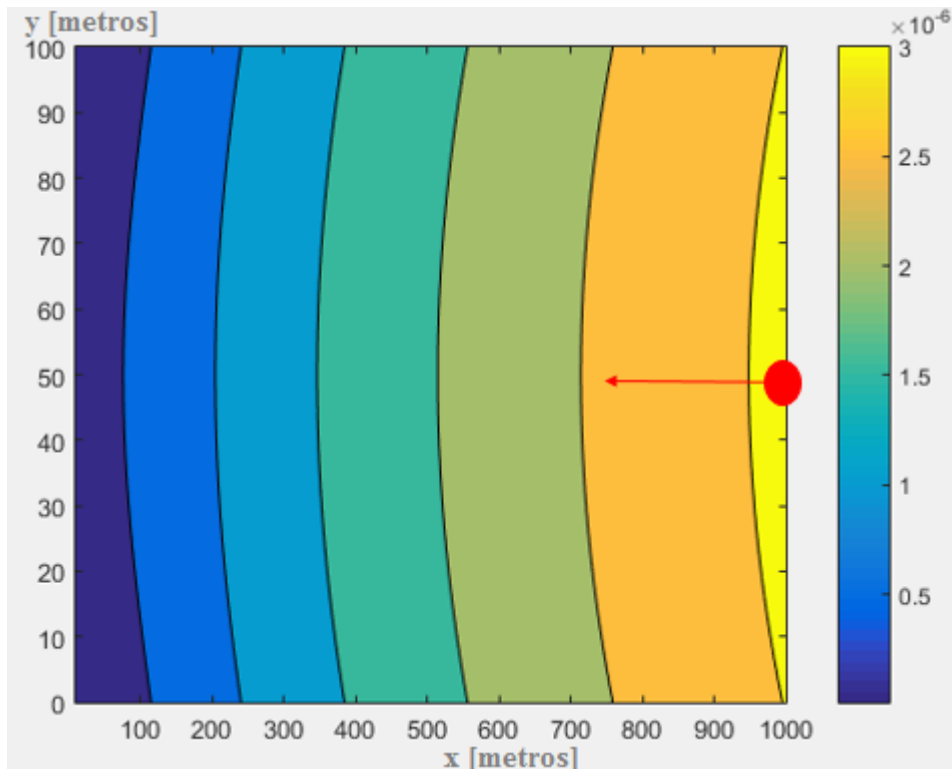


Figura 16 - A figura mostra concentrações de radionuclídeos normalizados para ventos direcionados ao Norte no eixo X a 1000 metros.

Em comparação com os modelos propostos pelo programa PAVAN e Matlab, a ordem de concentração é de 10^{-3} para o modelo gaussiano adaptado para o Matlab. Esta diferença está relacionada ao modelo utilizado no Matlab, uma vez que o cálculo da concentração é feito através de valores constantes para X, relacionados à difusividade térmica K_i do sítio. A adaptação foi feita pela equação (7) que relaciona constante de difusividade térmica do terreno com os coeficientes de Pasquill-Gifford para cada distância. Já para o modelo gaussiano do PAVAN, o cálculo torna-se mais preciso por exigir mais riqueza de detalhes quanto aos dados de entrada e pelo cálculo direto dos coeficientes de Pasquill-Gifford.

Os valores encontrados para a dose efetiva para cada radionuclídeo se encontram na Tabela 10. Os valores foram calculados pelo programa feito no EXCEL no Apêndice 1.

Tabela 10 – Dose efetiva calculada para cada radionuclídeo por faixa etária.

Dose efetiva total por radionuclídeo em mSv/ano						
Nuclídeos	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos	RESPECTIVA FAIXA ETARIA/ Maior Valor
I131	1,93E-03	2,61E-03	2,90E-03	1,68E-03	1,19E-03	8 a 12 anos
I132	1,49E-04	1,57E-04	1,42E-04	1,27E-04	1,06E-04	2 a 7 anos
I133	1,04E-03	1,26E-03	1,24E-03	7,34E-04	5,31E-04	2 a 7 anos
I134	1,86E-04	1,91E-04	1,73E-04	1,63E-04	1,36E-04	2 a 7 anos
I135	3,06E-04	3,44E-04	3,27E-04	2,41E-04	1,83E-04	2 a 7 anos
Sr89	5,39E-07	8,08E-07	1,23E-06	9,55E-07	8,52E-07	8 a 12 anos
Sr90	4,30E-07	7,68E-07	1,11E-06	9,84E-07	1,03E-06	8 a 12 anos
Zr95	5,95E-07	9,71E-07	1,43E-06	1,26E-06	1,07E-06	8 a 12 anos
Nb95	2,10E-07	3,17E-07	4,53E-07	4,02E-07	3,45E-07	8 a 12 anos
Cs134	1,08E-04	1,84E-04	2,69E-04	2,21E-04	2,02E-04	8 a 12 anos
Cs137	1,43E-04	2,65E-04	3,93E-04	3,44E-04	3,36E-04	8 a 12 anos
Ce141	3,62E-07	5,64E-07	9,08E-07	8,22E-07	6,83E-07	8 a 12 anos
Ce144	6,44E-06	8,82E-06	1,06E-05	6,54E-06	7,58E-06	8 a 12 anos
Np239	8,01E-08	8,01E-08	6,86E-08	6,86E-08	5,72E-08	8 a 12 anos
Cm242	7,03E-14	7,03E-14	6,03E-14	6,03E-14	5,02E-14	8 a 12 anos
Cm244	1,08E-06	4,14E-06	6,57E-06	5,71E-06	6,45E-06	8 a 12 anos
Pu238	4,22E-06	8,23E-06	1,40E-05	1,27E-05	1,47E-05	>18 anos
Cr51	2,83E-10	3,43E-10	4,18E-09	3,27E-10	2,81E-10	8 a 12 anos
Mn54	1,65E-09	2,49E-09	3,25E-09	2,63E-09	2,18E-09	8 a 12 anos
Fe59	8,17E-10	1,28E-09	1,78E-09	1,69E-09	1,39E-09	8 a 12 anos
Co58	5,92E-09	8,82E-09	1,25E-08	1,06E-08	9,00E-09	8 a 12 anos
Co60	1,98E-08	3,52E-08	5,10E-08	4,35E-08	4,15E-08	2 a 7 anos
Sb122	1,50E-10	1,50E-10	1,28E-10	1,28E-10	1,07E-10	2 a 7 anos
Sb124	3,95E-09	5,88E-09	8,94E-09	6,94E-09	2,72E-08	>18 anos
TOTAL	3,88E-03	5,04E-03	5,48E-03	3,54E-03	2,72E-03	-

A Figura 17 mostra o total de concentração para cada faixa etária de todos os nuclídeos. Percebe-se que o grupo mais afetado na ordem de $5,48 \times 10^{-3}$ mSv/ano é de 8 a 12 anos.

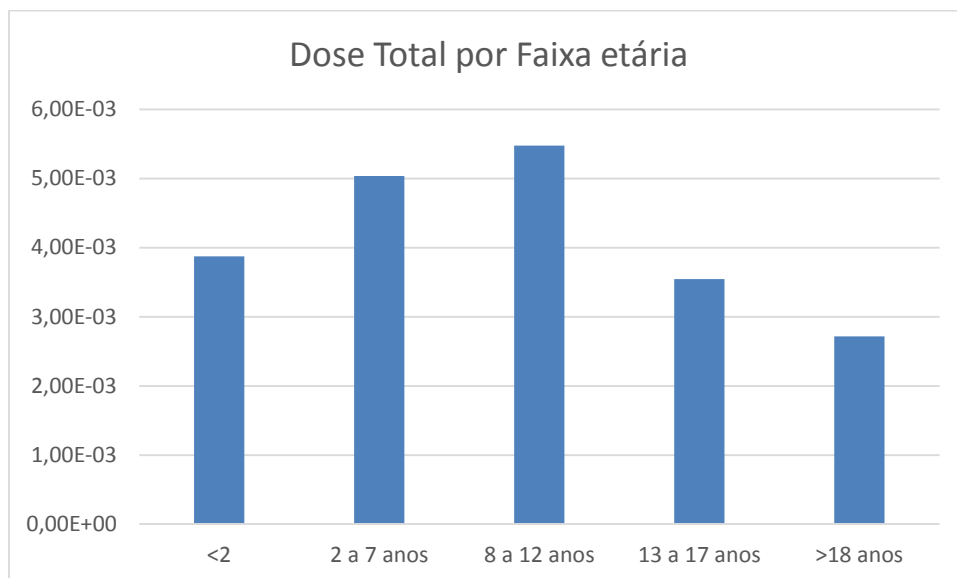


Figura 17 – Total de radionuclídeos liberados em um acidente LOCA por cada faixa etária.

Para cálculo de tireóide devido à inalação e imersão de Iodo-131 e I-133, para o grupo mais afetado de 8 a 12 anos, o Iodo-131 corresponde a 53% de concentração em todas as faixas etárias relacionadas à dose total enquanto o Iodo-133 a 23% de concentração como mostrado na Figura 18.

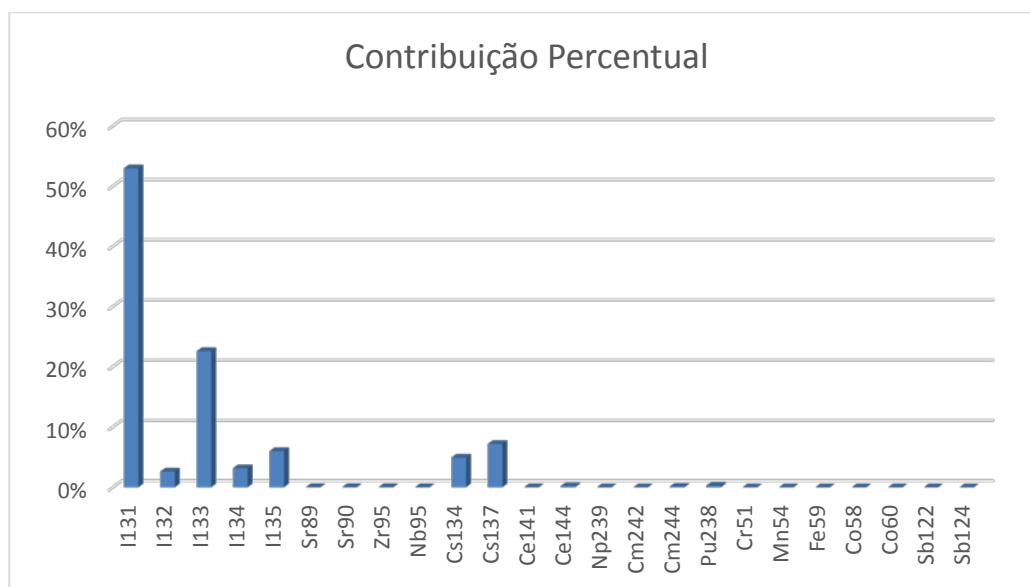


Figura 18 - Importância dos radionuclídeos na dose efetiva para o grupo crítico de 8 a 12 anos.

De acordo com a norma da CNEN 3.0 (CNEN, 2005) a restrição de dose efetiva anual média para indivíduos do grupo crítico, no caso, a faixa etária de 8 a 12 anos, tem um valor máximo de 0,3 mSv/ano referente à liberação de efluentes.

Para o valor calculado da dose efetiva total, o grupo crítico foi exposto via inalação e exposição à nuvem no valor de $5,48 \times 10^{-3}$ mSv/ano, valor abaixo do estipulado.

Os resultados obtidos pelo FSAR de Angra 2 (FSAR, 2010) são mostrados na Tabela 11.

Tabela 11 – Dose equivalente em Sv/ano decorrente da exposição de radiação no período de 2 horas no cenário de acidente LOCA.

Dose equivalente no período de 2 horas						
Faixa Etária	3 meses	1 ano	5 anos	10 anos	15 anos	Adulto
Dose equivalente (mSv/ano)	3.17E-01	2.96E-01	2.96E-01	2.54E-01	2.54E-01	2.11E-01

Os valores a serem comparados serão tomados como a média para a faixa etária proposta no trabalho, exemplificado na Tabela 12.

Tabela 12 - Comparação da dose efetiva e discrepância do FSAR com o calculado.

Comparação de Dose Equivalente				
Faixa etária Comparativa	1 ano	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Dose Equivalente (mSv/ano) no FSAR	2.96E-01	2.54E-01	2.54E-01	2.11E-01
Dose Equivalente (mSv/ano) Calculada	3.88 E-03	5.48 E-03	3.54 E-03	2.72 E-03

Pela Tabela 12, nota-se que as doses equivalentes para a média da faixa etária considerada no trabalho é da ordem de 100 vezes maior que a do FSAR. A divergência dos valores pode ser explicada pelo método e tabelas utilizadas para o cálculo das doses, além do fato da contribuição para exposição à radiação a outros meios.

A Tabela 13 mostra o cálculo para dose equivalente por inalação do Iodo 131.

Tabela 13 – Dose equivalente de inalação do Iodo 131 para 5 faixas etárias.

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Iodo-131				
Concentração no ar(Bq/m ³)	1,90E+01	1,90E+01	1,90E+01	1,90E+01	1,90E+01
Taxa de Inalação(m ³ /horas)	0,160	0,422	0,913	0,913	0,959
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	7,20E-08	3,70E-08	1,90E-08	1,10E-08	7,40E-08
Dose efetiva Calculada(Sv/hora) em 2 horas	4,37E-07	5,93E-07	6,59E-07	3,81E-7	2,69E-07

Os valores na ordem de 10^{-7} para as 5 faixas etárias se mostraram satisfatórios quanto a limite de dose estipulado pela CNEN em 3 Sv de inalação do Iodo 131 para um acidente com duas horas de duração na linha limítrofe da zona de exclusão.

Este valor muito abaixo do limite estipulado pela CNEN pode ser associado a hipótese de apenas 1% de liberação dos produtos de fissão com 10% de falha.

7. CONSIDERAÇÕES FINAIS

Este trabalho teve como finalidade mostrar os valores de dose para indivíduo do público em um cenário de acidente de ruptura do tipo guilhotina, resultando na falha na contenção por 2 horas. O cálculo da concentração foi realizado para o ponto mais próximo e crítico, setor N direcionado para a rodovia BR101.

O cálculo da concentração normalizada do PAVAN gerou valores condizentes com o que foi analisado no FSAR. Em relação ao programa feito no Matlab usando aproximações e fórmulas adaptadas para o cálculo da concentração, a diferença do valor da ordem de 10^{-3} do valor dado pelo PAVAN mostrou erros substanciais de análise, tal fato pode ser explicado devido limitação, restrições que pode gerar incertezas.

Levando em conta os dados da topografia, fator de grande importância no regime e perfil do vento na região, vimos que os ventos predominantes para o mês de janeiro têm direção para o setor N, e a probabilidade de inversão devido à temperatura ambiente se torna um agravante quanto à dispersão. Para o período analisado, o cálculo de acidente na falha de 10% de varetas de combustível sendo 1% liberado, o radionuclídeo de maior importância relacionado à inalação I-131 e I-133 e grupo crítico afetado, tiveram níveis aceitáveis na ordem de 10^{-7} menor que o valor limite estipulado pela CNEN. Em questão de dose decorrente de todos os radionuclídeos de liberação, o grupo crítico de 8 a 12 foi exposto a $5,48E-03$ mSv/ano, valor abaixo do limite de dose imposto pela CNEN a indivíduos da população.

No entanto, diferente de Angra 1, que analisa diferentes cenários como falha em 100% no gap de modo conservador, a análise de Angra 2 é pobre em relação ao espectro de acidentes severos, já que o grande LOCA, por ser um acidente de base de projeto, possui grande probabilidade de gerar dano ao núcleo.

Vale ressaltar que além da influência no regime de ventos, a topografia torna-se uma grande problemática quanto a operação da usina. O projeto de evacuação, um evento iniciador tipo perda de energia externa ou desmoronamento causando bloqueio na BR101 são exemplos. Portanto, certos cuidados na área próxima ao sítio devem ser tomados. Contenções e barreiras anti-deslizamento devem ser construídas, de responsabilidade da ETN.

As recomendações deste trabalho são a aplicação de diversos cenários de acidentes para a unidade 2 de Angra, utilização de programas de outros modelos de dispersão que sirvam de comparação com as concentrações dadas pelo PAVAN .

A dose decorrente da deposição do solo e ingestão de alimentos contaminados deve ser calculada para aproximar do valor real de exposição do indivíduo.

Para aplicação de diferentes modelos, existe a dependência das características do sítio, dos efluentes e quantidades liberadas, distância do receptor e tempo de exposição. Portanto, para demais aplicações de modelos, alguns programas podem ser utilizados (Wan, 2007):

XOQDOQ – Methods for Estimating Atmospheric Transport and Dispersion of Gaseous Effluents in Routine Releases from Light-Water-Cooled Reactors - Aplicado para terrenos de topografia simples, o programa avalia e calcula a concentração normalizada no ar em Seg/m³, semelhante ao programa PAVAN, utilizando o modelo de distribuição Gaussiana. Além disso, a deposição pode ser calculada para áreas limites do sítio, e assim gerando valores para o cálculo de dose efetiva por deposição ou ingestão de alimentos contaminados.

MESODIF – A Variable Trajectory Plume Segment Model to Assess Ground-Level Air Concentrations and Deposition of Effluent Releases from Nuclear Power Facilities - Programa semelhante ao XOQDOQ, porém para terrenos de topografia complexa. O programa, utilizado em conjunto com XOQDOQ, determina fatores de re-circulação do terreno para trajetórias de partículas que variam com o regime de ventos.

CALPUFF – Programa implementado pela Environmental Protection Agency (EPA) nos Estados Unidos para o qualidade do ar impactada por terrenos complexos, regimes de ventos calmos, etc.

ANSYS CFX – O programa utiliza o modelo e equações de Navier-Stokes para o método de volumes finitos através da fluidodinâmica computacional. Utiliza a análise numérica e algoritmos para resolver problemas de interação de fluidos com superfícies definidas.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- AIEA, Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment, Safety Report Series No.19, Vienna, Austria, 2001.
- Alves, Simone Fonseca, Utilização do Modelo de Dispersão ARTM Associado a Recursos de Geoprocessamento para Simulação do Impacto Ambiental Radiológico de Emissões Atmosféricas de um Reator de Pesquisa, 154 páginas, Dissertação –CDTN/CNEN ,2013.
- Aguiar, André Silva, Avaliação do impacto de um acidente severo na usina de Angra dos Reis com liberação dos radionuclídeos para a atmosfera, 140 páginas, Tese - UFRJ, 2015.
- Autodesk,<<http://infrabrasil.autodesk.com/blog/2011/07/como-transformar-surfaces-do-civil-3d-em-solids.html>.> Acesso em: 15 fev 2016.
- CNEN, Coeficientes de Dose para Exposição do Público, Posição Regulatória 3.01 / 011, Rio de Janeiro, Brasil, 2011.
- CNEN, Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica, CNEN-NE-3.01, Rio de Janeiro, Brasil, 2005.
- CNEN, Normas para Escolha de Locais para Reatores de Potência, Resolução 09/69, Rio de Janeiro, Brasil, 1969.
- Dias, W. B., Angra 2: Manual de Controle Radiológico do Meio Ambiente - MCRMA, Relatório Técnico ETN CP/2/1170/000001, Rio de Janeiro, Brasil, 2002.
- ETN, Angra 1, Final Safety Analysis Report, Rev. 34, Rio de Janeiro, Brasil, 2005a.
- ETN, Angra 2, Final Safety Analysis Report, Rev. 34, Rio de Janeiro, Brasil, 2010.
- ETN, Angra 2, Relatório de Impacto Ambiental, Exemplar 61, 1998.
- ETN, Critérios de Segurança Adotados para as Usinas Nucleares Angra 1, Angra 2 e Angra 3, 2011.
- ETN, Angra 2 – Informações Gerais/ Histórico/ Dados Básicos , <www.eletronuclear.gov.br/aempresa/centralnuclear/informa%C3%A7%C3%B5esangra2.aspx> Acesso em: fev 2016
- Ekkehard Holzbecher, 2006, **Environmental Modeling Using MATLAB**, Berlin, Springer.
- FSAR, Final Safety Analysis Report. Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto – Unidade 1. Eletronuclear – Eletrobrás Termonuclear S.A, 2011.

FSAR, Final Safety Analysis Report. Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto – Unidade 2. Eletronuclear – Eletrobrás Termonuclear S.A, 2010.

GIFFORD, F.A., **Turbulent Diffusion –Typing Scheme: A Review.Nucl.Saf. Vol.17**, 1, pp 71. 1976.

Global Mapper, < <http://www.bluemarblegeo.com/products/global-mapper.php>>
Acesso em: fev 2016.

Knief, 1992, **Nuclear Engineering, Theory and Technology Of Commercial Nuclear Power**, Second Edition, USA, Taylor & Francis.

Lamarsh, John R. and Baratta, Anthony J., 2000, **Introduction to Nuclear Engineering**, Third Edition, USA, Prentice Hall.

NRC, Atmospheric Dispersion Models for Potential Accident Consequence Assessments at Nuclear Power Plants, NUREG/ CR-2260, 1981.

NRC, Back Grounder - Three Mile Island Accident, <<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/3mile-isle.html>>
Acesso em: fev 2016.

NRC, Criteria for Preparation and Evaluation of Radiological Emergency Response Plans and Preparedness in Support of Nuclear Power Plants, NUREG 0654, Rev-Nov 1980.

NRC, Functional Criteria for Emergency Response Facilities, NUREG 0696, 1981.

NRC, Lessons learned From the Three Mile Island - Unit 2 Advisory Panel, NUREG/CR-6252, 1994.

NRC, Methods For Estimating Atmospheric Transport And Dispersion Of Gaseous Effluents In Routine Releases From Light Water Cooled Reactors, Regulatory Guide 1.111, 1977.

NRC, PAVAN: An Atmospheric-Dispersion Program for Evaluating Design-Basis Accidental Releases of Radioactive Materials from Nuclear Power Stations, NUREG /CR-2858, 1982.

NRC, Regulatory Guide 1.97, Instrumentation for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants To Assess Plant and Environs Conditions During and Following an Accident, 1980.

NRC, Requirements for Emergency Response Capability, Supp 1, NUREG 0737, Nov 1992.

NRC, Three Mile Island; A Report to the Commissioners and to the Public, NUREG/CR-1250, Vols. I-II, 1980.

NRC, Views and Analysis of the Recommendations of the President’s Commission on

- the Accident at Three Mile Island," NUREG-0632, 1979.
- Oliveira Jr., J. F., Pimentel, L. C. G. e Landau, L., "Critérios de estabilidade atmosférica para a região da Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto, Angra dos Reis - RJ", **Revista Brasileira de Meteorologia**, vol.25, no. 2, pp.270-285, 2010.
- Petrangeli, Gianni, 2006, **Nuclear Safety**, 1 ed., UK, Elsevier.
- SANTINA, Murilo, Determinação das zonas de segurança da central nuclear de Angra dos Reis conforme o modelo de difusão de radiação na atmosfera, 161 páginas, Dissertação – IEA, 1978.
- Soares da Silva, M. Estratégias de Simulação da Dispersão de Poluentes com os Modelos WRF/CALMET/CALLPUFF para a região Metropolitana do Rio de Janeiro. Dissertação de Mestrado. Programa de Engenharia Mecânica. UFRJ; COPPE. Rio de Janeiro, 2012.
- Wan, Ping , Atmospheric Dispersion Analysis in Preparing Permit Applications For The New Nuclear Power Plants in the United States, 15th International Conference on Nuclear Engineering, Japão, 2007.

Apêndice 1

Cálculo de dose Efetiva de Inalação através do Excel

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Iodo-131				
Concentração no ar(Bq/m ³)	1,90E+01	1,90E+01	1,90E+01	1,90E+01	1,90E+01
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	7,20E-08	3,70E-08	1,90E-08	1,10E-08	7,40E-09
Dose efetiva Calculada(Sv/anos)	1,91E-03	2,60E-03	2,89E-03	1,67E-03	1,18E-03

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Iodo-132				
Concentração no ar(Bq/m ³)	2,34E+01	2,34E+01	2,34E+01	2,34E+01	2,34E+01
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	9,60E-10	4,50E-10	2,20E-10	1,40E-10	1,10E-10
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	3,14E-05	3,89E-05	4,11E-05	2,62E-05	2,16E-05

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Iodo-133				
Concentração no ar(Bq/m ³)	3,92E+01	3,92E+01	3,92E+01	3,92E+01	3,92E+01
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	1,80E-08	8,30E-09	3,80E-09	2,20E-09	1,50E-09
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	9,87E-04	1,20E-03	1,19E-03	6,90E-04	4,94E-04

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Iodo-134				
Concentração no ar(Bq/m ³)	2,91E+01	2,91E+01	2,91E+01	2,91E+01	2,91E+01
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	3,70E-10	1,80E-10	1,10E-10	6,80E-11	5,50E-11
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	1,51E-05	1,94E-05	2,56E-05	1,59E-05	1,35E-05

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Iodo-135				
Concentração no ar(Bq/m ³)	3,47E+01	3,47E+01	3,47E+01	3,47E+01	3,47E+01
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	3,70E-09	1,70E-09	7,90E-10	4,80E-10	3,20E-10
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	1,80E-04	2,18E-04	2,19E-04	1,33E-04	9,32E-05

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Sr-89				
Concentração no ar(Bq/m ³)	1,28E-02	1,28E-02	1,28E-02	1,28E-02	1,28E-02
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	3,00E-08	1,70E-08	1,20E-08	9,30E-09	7,90E-09
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	5,39E-07	8,08E-07	1,23E-06	9,55E-07	8,52E-07

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Sr-90				
Concentração no ar(Bq/m ³)	7,69E-04	7,69E-04	7,69E-04	7,69E-04	7,69E-04
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	4,00E-07	2,70E-07	1,80E-07	1,60E-07	1,60E-07
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	4,30E-07	7,68E-07	1,11E-06	9,84E-07	1,03E-06

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Zr-95				
Concentração no ar(Bq/m ³)	2,11E-02	2,11E-02	2,11E-02	2,11E-02	2,11E-02
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	1,90E-08	1,20E-08	8,30E-09	7,30E-09	5,90E-09
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	5,62E-07	9,38E-07	1,40E-06	1,23E-06	1,05E-06

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Nb-95				
Concentração no ar(Bq/m ³)	2,11E-02	2,11E-02	2,11E-02	2,11E-02	2,11E-02
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	5,90E-09	3,60E-09	2,50E-09	2,20E-09	1,80E-09
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	1,75E-07	2,81E-07	4,23E-07	3,72E-07	3,19E-07

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Cs-134				
Concentração no ar(Bq/m ³)	1,18E+00	1,18E+00	1,18E+00	1,18E+00	1,18E+00
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	6,30E-08	4,10E-08	2,80E-08	2,30E-08	2,00E-08
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	1,04E-04	1,80E-04	2,65E-04	2,18E-04	1,99E-04

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Cs-137				
Concentração no ar(Bq/m ³)	1,02E+00	1,02E+00	1,02E+00	1,02E+00	1,02E+00
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	1,00E-07	7,00E-08	4,80E-08	4,20E-08	3,90E-08
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	1,43E-04	2,65E-04	3,93E-04	3,44E-04	3,36E-04

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Ce-141				
Concentração no ar(Bq/m ³)	2,13E-02	2,13E-02	2,13E-02	2,13E-02	2,13E-02
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	1,20E-08	7,10E-09	5,30E-09	4,80E-09	3,80E-09
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	3,58E-07	5,61E-07	9,05E-07	8,19E-07	6,81E-07

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Ce-144				
Concentração no ar(Bq/m ³)	1,70E-02	1,70E-02	1,70E-02	1,70E-02	1,70E-02
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	2,70E-07	1,40E-07	7,80E-08	4,80E-08	5,30E-08
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	6,44E-06	8,82E-06	1,06E-05	6,54E-06	7,58E-06

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Np-239				
Concentração no ar(Bq/m ³)	2,29E-01	2,29E-01	2,29E-01	2,29E-01	2,29E-01
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	4,20E-09	2,20E-09	1,60E-09	1,30E-09	1,00E-09
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	1,35E-06	1,86E-06	2,93E-06	2,38E-06	1,92E-06

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Cm-242				
Concentração no ar(Bq/m ³)	2,64E-04	2,64E-04	2,64E-04	2,64E-04	2,64E-04
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	2,10E-05	1,20E-05	8,20E-06	7,30E-06	5,90E-06
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	7,77E-06	1,17E-05	1,73E-05	1,54E-05	1,31E-05

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Cm-244				
Concentração no ar(Bq/m ³)	1,34721E-05	1,34721E-05	1,34721E-05	1,34721E-05	1,34721E-05
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	5,70E-05	8,30E-05	6,10E-05	5,30E-05	5,70E-05
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	1,08E-06	4,14E-06	6,57E-06	5,71E-06	6,45E-06

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Pu-238				
Concentração no ar(Bq/m ³)	1,58832E-05	1,58832E-05	1,58832E-05	1,58832E-05	1,58832E-05
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	1,90E-04	1,40E-04	1,10E-04	1,00E-04	1,10E-04
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	4,22E-06	8,23E-06	1,40E-05	1,27E-05	1,47E-05

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Cr-51				
Concentração no ar(Bq/m ³)	7,84E-04	7,84E-04	7,84E-04	7,84E-04	7,84E-04
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	2,1E-10	1E-10	6,6E-10	4,5E-11	3,7E-11
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	2,30E-10	2,90E-10	4,14E-09	2,82E-10	2,44E-10

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Mn-54				
Concentração no ar(Bq/m ³)	1,57E-04	1,57E-04	1,57E-04	1,57E-04	1,57E-04
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	6,20E-09	3,80E-09	2,40E-09	1,90E-09	1,50E-09
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	1,36E-09	2,20E-09	3,01E-09	2,38E-09	1,97E-09

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Fe-59				
Concentração no ar(Bq/m ³)	3,92E-05	3,92E-05	3,92E-05	3,92E-05	3,92E-05
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	1,30E-08	8,10E-09	5,40E-09	5,10E-09	4,00E-09
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	7,13E-10	1,17E-09	1,69E-09	1,60E-09	1,32E-09

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Co-58				
Concentração no ar(Bq/m ³)	4,70E-04	4,70E-04	4,70E-04	4,70E-04	4,70E-04
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	7,50E-09	4,50E-09	3,10E-09	2,60E-09	2,10E-09
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	4,94E-09	7,83E-09	1,17E-08	9,78E-09	8,29E-09

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Co-60				
Concentração no ar(Bq/m ³)	1,57E-04	1,57E-04	1,57E-04	1,57E-04	1,57E-04
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	8,60E-08	5,90E-08	4,00E-08	3,40E-08	3,10E-08
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	1,89E-08	3,43E-08	5,02E-08	4,27E-08	4,09E-08

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Sb-122				
Concentração no ar(Bq/m ³)	1,65E-04	1,65E-04	1,65E-04	1,65E-04	1,65E-04
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	6,10E-09	3,00E-09	2,00E-09	1,40E-09	1,10E-09
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	1,41E-09	1,83E-09	2,63E-09	1,84E-09	1,52E-09

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Sb-124				
Concentração no ar(Bq/m ³)	8,31833E-05	8,31833E-05	8,31833E-05	8,31833E-05	8,31833E-05
Taxa de Inalação(m ³ /ano)	1400	3700	8000	8000	8400
Coeficiente de Inalação(Sv/Bq)	3,10E-08	1,80E-08	1,30E-08	1,00E-08	3,86E-08
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	3,61E-09	5,54E-09	8,65E-09	6,65E-09	2,70E-08

Cálculo Dose Efetiva de Imersão

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Iodo-131				
Concentração no ar(Bq/m ³)	1,90E+01	1,90E+01	1,90E+01	1,90E+01	1,90E+01
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	8,12E-07	8,12E-07	6,96E-07	6,96E-07	5,80E-07
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	1,54E-05	1,54E-05	1,32E-05	1,32E-05	1,10E-05

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Iodo-132				
Concentração no ar(Bq/m ³)	2,34E+01	2,34E+01	2,34E+01	2,34E+01	2,34E+01
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	5,04E-06	5,04E-06	4,32E-06	4,32E-06	3,60E-06
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	1,18E-04	1,18E-04	1,01E-04	1,01E-04	8,41E-05

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Iodo-133				
Concentração no ar(Bq/m ³)	3,92E+01	3,92E+01	3,92E+01	3,92E+01	3,92E+01
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	1,33E-06	1,33E-06	1,14E-06	1,14E-06	9,50E-07
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	5,21E-05	5,21E-05	4,47E-05	4,47E-05	3,72E-05

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Iodo-134				
Concentração no ar(Bq/m ³)	2,91E+01	2,91E+01	2,91E+01	2,91E+01	2,91E+01
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	5,88E-06	5,88E-06	5,04E-06	5,04E-06	4,20E-06
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	1,71E-04	1,71E-04	1,47E-04	1,47E-04	1,22E-04

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Iodo-135				
Concentração no ar(Bq/m ³)	3,47E+01	3,47E+01	3,47E+01	3,47E+01	3,47E+01
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	3,64E-06	3,64E-06	3,12E-06	3,12E-06	2,60E-06
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	1,26E-04	1,26E-04	1,08E-04	1,08E-04	9,01E-05

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Sr-89				
Concentração no ar(Bq/m ³)	1,28E-02	1,28E-02	1,28E-02	1,28E-02	1,28E-02
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	1,96E-08	1,96E-08	1,68E-08	1,68E-08	1,40E-08
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	2,52E-10	2,52E-10	2,16E-10	2,16E-10	1,80E-10

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Sr-90				
Concentração no ar(Bq/m ³)	7,69E-04	7,69E-04	7,69E-04	7,69E-04	7,69E-04
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	4,34E-09	4,34E-09	3,72E-09	3,72E-09	3,10E-09
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	3,34E-12	3,34E-12	2,86E-12	2,86E-12	2,38E-12

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Zr- 95				
Concentração no ar(Bq/m ³)	2,11E-02	2,11E-02	2,11E-02	2,11E-02	2,11E-02
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	1,54E-06	1,54E-06	1,32E-06	1,32E-06	1,10E-06
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	3,25E-08	3,25E-08	2,79E-08	2,79E-08	2,32E-08

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Nb-95				
Concentração no ar(Bq/m ³)	2,11E-02	2,11E-02	2,11E-02	2,11E-02	2,11E-02
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	1,68E-06	1,68E-06	1,44E-06	1,44E-06	1,20E-06
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	3,55E-08	3,55E-08	3,04E-08	3,04E-08	2,54E-08

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Cs-134				
Concentração no ar(Bq/m ³)	1,18E+00	1,18E+00	1,18E+00	1,18E+00	1,18E+00
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	3,36E-06	3,36E-06	2,88E-06	2,88E-06	2,40E-06
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	3,98E-06	3,98E-06	3,41E-06	3,41E-06	2,84E-06

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Cs-137				
Concentração no ar(Bq/m ³)	1,02E+00	1,02E+00	1,02E+00	1,02E+00	1,02E+00
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	4,20E-10	4,20E-10	3,60E-10	3,60E-10	3,00E-10
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	4,30E-10	4,30E-10	3,69E-10	3,69E-10	3,07E-10

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Ce-141				
Concentração no ar(Bq/m ³)	2,13E-02	2,13E-02	2,13E-02	2,13E-02	2,13E-02
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	1,54E-07	1,54E-07	1,32E-07	1,32E-07	1,10E-07
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	3,29E-09	3,29E-09	2,82E-09	2,82E-09	2,35E-09

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Ce-144				
Concentração no ar(Bq/m ³)	1,70E-02	1,70E-02	1,70E-02	1,70E-02	1,70E-02
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	1,54E-07	1,54E-07	1,32E-07	1,32E-07	1,10E-07
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	2,62E-09	2,62E-09	2,25E-09	2,25E-09	1,87E-09

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Np-239				
Concentração no ar(Bq/m ³)	2,29E-01	2,29E-01	2,29E-01	2,29E-01	2,29E-01
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	3,50E-07	3,50E-07	3,00E-07	3,00E-07	2,50E-07
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	8,01E-08	8,01E-08	6,86E-08	6,86E-08	5,72E-08

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Cm-242				
Concentração no ar(Bq/m ³)	2,64E-04	2,64E-04	2,64E-04	2,64E-04	2,64E-04
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	2,66E-10	2,66E-10	2,28E-10	2,28E-10	1,90E-10
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	7,03E-14	7,03E-14	6,03E-14	6,03E-14	5,02E-14

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Cm-244				
Concentração no ar(Bq/m ³)	1,35E-05	1,35E-05	1,35E-05	1,35E-05	1,35E-05
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	2,38E-10	2,38E-10	2,04E-10	2,04E-10	1,70E-10
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	3,21E-15	3,21E-15	2,75E-15	2,75E-15	2,29E-15

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Pu-238				
Concentração no ar(Bq/m ³)	1,59E-05	1,59E-05	1,59E-05	1,59E-05	1,59E-05
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	2,38E-10	2,38E-10	2,04E-10	2,04E-10	1,70E-10
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	3,78E-15	3,78E-15	3,24E-15	3,24E-15	2,70E-15

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Cr-51				
Concentração no ar(Bq/m ³)	7,84E-04	7,84E-04	7,84E-04	7,84E-04	7,84E-04
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	6,72E-08	6,72E-08	5,76E-08	5,76E-08	4,80E-08
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	5,27E-11	5,27E-11	4,51E-11	4,51E-11	3,76E-11

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Mn-54				
Concentração no ar(Bq/m ³)	1,57E-04	1,57E-04	1,57E-04	1,57E-04	1,57E-04
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	1,82E-06	1,82E-06	1,56E-06	1,56E-06	1,30E-06
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	2,85E-10	2,85E-10	2,44E-10	2,44E-10	2,04E-10

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Fe-59				
Concentração no ar(Bq/m ³)	3,92E-05	3,92E-05	3,92E-05	3,92E-05	3,92E-05
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	2,66E-06	2,66E-06	2,28E-06	2,28E-06	1,90E-06
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	1,04E-10	1,04E-10	8,93E-11	8,93E-11	7,44E-11

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Co-58				
Concentração no ar(Bq/m ³)	4,70E-04	4,70E-04	4,70E-04	4,70E-04	4,70E-04
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	2,10E-06	2,10E-06	1,80E-06	1,80E-06	1,50E-06
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	9,87E-10	9,87E-10	8,46E-10	8,46E-10	7,05E-10

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Co-60				
Concentração no ar(Bq/m ³)	1,57E-04	1,57E-04	1,57E-04	1,57E-04	1,57E-04
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	5,60E-06	5,60E-06	4,80E-06	4,80E-06	4,00E-06
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	8,79E-10	8,79E-10	7,54E-10	7,54E-10	6,28E-10

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Sb122				
Concentração no ar(Bq/m ³)	1,65E-04	1,65E-04	1,65E-04	1,65E-04	1,65E-04
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	9,10E-07	9,10E-07	7,80E-07	7,80E-07	6,50E-07
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	1,50E-10	1,50E-10	1,28E-10	1,28E-10	1,07E-10

Faixa etária	<2	2 a 7 anos	8 a 12 anos	13 a 17 anos	>18 anos
Radionuclídeo	Sb-124				
Concentração no ar(Bq/m ³)	8,32E-05	8,32E-05	8,32E-05	8,32E-05	8,32E-05
Coeficiente de dose efetiva de imersão no ar (Sv*Bq/a*m ³)	4,06E-06	4,06E-06	3,48E-06	3,48E-06	2,90E-06
Dose efetiva Calculada(mSv/anos)	3,38E-10	3,38E-10	2,89E-10	2,89E-10	2,41E-10

Apêndice 2

Programa Matlab

- Linhas ocultas

```
function GaussianPlume
clc,clear all
% dy=0.2;
% dz=1;
dy=[9;18;25;30;40;45;50;60;70;80] ;
dz =[5;9;15;17;20;24;26;29;30;34];           % Coef de Pasquill
v = 1.5;                                     % velocidade
Q = 1;                                       % Taxa de emissão Normalized
xstack = 0; ystack = 50;                    % stack
xmin = 10; xmax = 1000;                     % x-axis intervalo
ymin = 0; ymax = 100;                       % y-axis intervalo (used only for d>1)
H = 50;                                     % effective stack height(s)
z = 50;                                     % altura
gplot = 1;                                  % plot option (=1 yes; =0 no)
gcont = 2;                                  % Contorno (=2 filled; =1 yes; =0 none)

% -----execucao-----
-----
    xx= x - xstack;
    yy = y - ystack;

Dy(:,:,i)=(dy(i))*v*e./(2*xx);
Dz(:,:,i)=(dz(i))*v*e./(2*xx);

    c = 1./(4*pi*xx*sqrt(Dy(:,:,i)*Dz(:,:,i))).*exp(-
v*yy.*yy./(4*Dy(:,:,i)*xx)).*...
    (exp(-v*(z-H)*(z-H)*e./(4*Dz(:,:,i)*xx))+exp(-
v*(z+H)*(z+H)*e./(4*Dz(:,:,i)*xx))).*...
    .*exp(-lambda*xx/v);
%     d(:,:,i)=c(:,:,)
end

%-----saida-----
-----
if gplot
    for j = 10:10:100
        xlabel('y')
        ylabel('concentração')
        plot (c(:,j)); hold on;

    end

end
if gcont
    figure;

    if gcont > 1
```



```
        contourf (x,y,c); colorbar;
else
    contour (x,y,c);
end
end
end
```