



**DETERMINAÇÃO DAS ZONAS DE SEGURANÇA DA CENTRAL  
NUCLEAR DE ANGRA DOS REIS CONFORME O MODELO  
DE DIFUSÃO DE RADIAÇÃO NA ATMOSFERA**

**Murilo Della Santina**

**DISSERTAÇÃO E TESE-IEA 058**

**JUNHO/1978**

**DETERMINAÇÃO DAS ZONAS DE SEGURANÇA DA CENTRAL  
NUCLEAR DE ANGRA DOS REIS CONFORME O MODELO  
DE DIFUSÃO DE RADIAÇÃO NA ATMOSFERA**

**Murilo Della Santina**

**Dissertação para obtenção do Título de "Mestre em  
Engenharia" – Orientador Prof. Dr. Roberto Y. Hukai.  
Apresentada e defendida em 22 de outubro de 1976,  
a Escola Politécnica da Universidade de São Paulo.**

**CONSELHO DELIBERATIVO**

**MEMBROS**

Klaus Reinach — Presidente  
Roberto D'Utra Vaz  
Helcio Modesto da Costa  
Ivano Humbert Marchesi  
Admar Cervellini

**PARTICIPANTES**

Regina Elisabete Azevedo Baretta  
Flávio Gori

**SUPERINTENDEnte**

Rômulo Iturza Pironi

**INSTITUTO DE ENERGIA ATÔMICA**  
Caixa Postal 11.049 (Pinheiros)  
Cidade Universitária "Armando de Salles Oliveira"  
SÃO PAULO - BRASIL

## ÍNDICE

	Página
<b>1 – INTRODUÇÃO</b> .....	<b>1</b>
1.1 – Objetivos .....	4
1.2 – Estudos Anteriores .....	4
1.3 – Tópicos Considerados .....	5
<b>2 – LIBERAÇÃO DE PRODUTOS DE FISSÃO</b> .....	<b>7</b>
2.1 – Generalidades .....	7
2.2 – Descrição dos Acidentes .....	9
2.2.1 – Primeiro Caso: Modelo de M.A.C. ....	9
2.2.2 – Segundo Caso: Modelo de Rasmussen .....	11
<b>3 – INVENTÁRIO RADIOATIVO</b> .....	<b>26</b>
3.1 – Quantidade de P.F. no Combustível .....	26
3.2 – Cadeia de Isótopos .....	27
<b>4 – DIFUSÃO ATMOSFÉRICA</b> .....	<b>33</b>
4.1 – Histórico .....	33
4.2 – Hipóteses Fundamentais .....	33
4.3 – A Equação Fundamental da Difusão Atmosférica .....	34
4.4 – Descrição dos Parâmetros .....	35
4.4.1 – Intensidade da Fonte Q .....	35
4.4.2 – Parâmetros de Dispersão .....	36
4.4.3 – Estabilidade Atmosférica .....	37
4.4.4 – Velocidade do Vento .....	44
4.4.5 – Altura Efetiva das Emissões .....	45
<b>5 – METEOROLOGIA DO LOCAL</b> .....	<b>50</b>
5.1 – Histórico .....	50
5.2 – Considerações Gerais sobre o Local de Itaorna .....	50
5.3 – Dados Meteorológicos .....	50
<b>6 – DECAIMENTO RADIOATIVO DA PLUMA E DEPOSIÇÃO DA RADIOATIVIDADE NO SOLO</b> ..	<b>58</b>
6.1 – Decaimento Radioativo .....	58

	Página
6.2 - Deposição no Solo .....	58
6.3 - Deposição por Impactação .....	59
<b>7 - DOSES DE RADIAÇÃO .....</b>	<b>60</b>
7.1 - Introdução .....	61
7.2 - A Dose Externa .....	67
7.3 - A Dose Interna .....	68
7.4 - Contaminação do Solo .....	85
<b>H - RESULTADOS E CONCLUSÕES .....</b>	<b>90</b>
<b>APÊNDICE A .....</b>	<b>113</b>
A - PWR Unidade I de Angra dos Reis .....	113
B - Acidente de Perda de Refrigerante (LOCA) .....	114
C - Eventos que Iniciam um LOCA .....	114
D - Engenharia de Segurança .....	117
<b>APÊNDICE B - ANÁLISE MATEMÁTICA DO PROGRAMA ACRA-II .....</b>	<b>120</b>
B.1 - O Tratamento Matemático Utilizado no Programa ACRA-II .....	120
B.2 - Termos de Origem para filhos Radioativos .....	122
B.3 - Modificação do Fator $S(x,y,z)$ para as Condições de Contorno .....	122
B.4 - Modelo da Dose Interna para Inalação de Iodetos .....	123
B.5 - Modelo da Dose Externa Gama Devido aos Iodetos .....	124
B.6 - Modelo da Dose Externa Gama Devido aos Gases Nobres P.F. Sólidos .....	125
<b>APÊNDICE C - INSTRUÇÕES DE ENTRADA DO PROGRAMA ACRA-II .....</b>	<b>126</b>
C.1 - Introdução .....	126
C.2 - Preparação dos Dados de Entrada .....	127
C.3 - Instruções de Entrada .....	127
<b>APÊNDICE D .....</b>	<b>136</b>
<b>APÊNDICE E .....</b>	<b>155</b>
<b>REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS .....</b>	<b>159</b>

# DETERMINAÇÃO DAS ZONAS DE SEGURANÇA DA CENTRAL NUCLEAR DE ANGRA DOS REIS CONFORME O MODELO DE DIFUSÃO DE RADIAÇÃO NA ATMOSFERA

Murilo Della Santina

## RESUMO

Neste trabalho foram calculadas as distâncias de segurança para a Central Nuclear de Angra dos Reis baseado no modelo do Máximo Acidente Crível para reatores PWRs e no cálculo de doses provocadas por liberações acidentais hipotéticas da radioatividade, utilizando-se o modelo de dispersão de radiação na atmosfera, e adotando-se hipóteses conservadoras.

Foi feito, também, o cálculo das distâncias de segurança para os reatores de Angra dos Reis utilizando-se o modelo das nove categorias de acidentes do Relatório Rasmussen. Os valores das probabilidades associadas a cada tipo de acidente foram utilizadas com as respectivas frações de liberações de radiação para a atmosfera.

Calculou-se, também, a contaminação do solo para todos os acidentes considerados, e para várias condições de estabilidade atmosférica, segundo o modelo desenvolvido por Chamberlain. Utilizou-se o programa ACRA-II para os cálculos da difusão da radiação na atmosfera e as doses a ela associadas.

## 1 -- INTRODUÇÃO

A localização de usinas nucleares envolve uma série de condicionantes e limitações, ligadas à fatores de engenharia civil, sócio-econômicos, características do sistema elétrico, necessidade de água abundante para refrigeração (a alternativa de utilização de torres de refrigeração leva a um acréscimo de investimentos da ordem de 15%), facilidades de transporte e manuseio de peças pesadas, proximidades de centros de consumo de energia (a fim de evitar a necessidade de longas e dispendiosas linhas de transmissão de grande capacidade) e às condições de segurança dos operadores e da população vizinha.

Reatores nucleares em operação produzem grandes quantidades de radioatividade pela formação de produtos de fissão (P.F), criando um enorme perigo em potencial. Uma característica importante dos produtos de fissão é a sua alta toxicidade. São da ordem de  $10^6$  a  $10^9$  vezes mais tóxicos que os venenos químicos utilizados na indústria, conforme Tabela I.1.

Isto nos fornece uma dimensão da seriedade do problema de conservar os produtos de fissão radioativos dentro de um reator nuclear e impedir a sua liberação para a atmosfera.

Uma maneira de minimizar os perigos para o público, seria simplesmente construir o reator em um local deserto; mas, em termos de economia e utilização do reator, esta solução é frequentemente insatisfatória. A utilização econômica da energia elétrica gerada por reatores exige que estes sejam localizados razoavelmente próximos às fontes potenciais de consumo desta energia; deste modo, o reator deverá estar localizado próximo às áreas industriais ou zonas populosas. Surge então a questão: quão distante deverá estar localizado um reator nuclear de modo que na eventualidade de um acidente sério o público não sofra danos físicos, biológicos e econômicos maiores? O nosso trabalho é dirigido especificamente para responder a esta pergunta.

Tabela 1.1

## Toxicidades dos Produtos de Fissão

Comparação entre substâncias tóxicas no ar (mg/m <sup>3</sup> ) *			
	Substância	Tolerância 8h/dia	Dose fatal 1/2h/dia
Químicos	Cloro	2,9	290
	Arsênico	0,16	800
Radioativos	U <sup>233</sup>	1,69 x 10 <sup>-9</sup>	1,69 x 10 <sup>-5</sup>
	Pu <sup>239</sup>	32 x 10 <sup>-9</sup>	32 x 10 <sup>-5</sup>
	Sr <sup>90</sup>	1,3 x 10 <sup>-9</sup>	1,3 x 10 <sup>-5</sup>

\* Ref. Safety of Nuclear Reactors – IAEA-1953

Geralmente, problemas éticos estão envolvidos em acidentes em reatores. Existe uma obrigação moral de prevenir danos a pessoas vivendo além dos limites circunvizinhos do reator. Baseada nestes motivos, a Comissão de Energia Atômica dos EUA, definiu em 1961, os critérios básicos para a instalação de reatores nucleares que foram adotados em muitos países inclusive no Brasil, com o estabelecimento de distâncias de segurança. Estes critérios estão especificados no relatório 10CFR100<sup>(35)</sup> "Section 10 of Code of Federal Regulations – Part 100" Reactor Site Criteria" ou seja, Área de Exclusão, Zona de Baixo Índice de População e Distâncias de Grandes Centros de População. Basicamente podemos definir estas zonas do seguinte modo:

**Área de Exclusão:** é a área em torno do reator cujo acesso está sob controle e autorização do pessoal de operação da usina nuclear. Para a área de exclusão exige-se que: um indivíduo localizado em qualquer ponto de seu contorno por 2 horas imediatamente à liberação dos postulados produtos de fissão não deverá receber uma dose de radiação no corpo todo excedendo 25 rem (dose externa), ou uma dose na tiróide excedendo 300 rem devido à inalação de iodetos (dose interna). Esta área pode ser atravessada por uma rodovia, ferrovia, ou via navegável, sob condição que não estejam tão perto da instalação a ponto de interferir com as operações normais da instalação e desde que providências efetivas e apropriadas sejam tomadas para o controle de tráfico nestas vias em caso de emergência e para proteger a saúde e a segurança pública. Residências dentro da área de exclusão não deverão ser permitidas. Em qualquer evento as pessoas dentro da área de exclusão não deverão ser permitidas. As pessoas dentro da área de exclusão deverão estar sujeitas à remoção em caso de necessidade. (Ver Figura 1.1).

**Zona de Baixa População:** é a área que circunda a área de exclusão e que pode conter residentes, de tal forma que o número total e a densidade de população é tal que há uma razoável possibilidade de que, medidas apropriadas de proteção possam ser tomadas no interesse dessa população na eventualidade de um acidente sério. Para a zona de baixa população exige-se que: um indivíduo localizado em qualquer ponto de seu contorno externo exposto a uma nuvem radioativa resultante de liberação dos postulados produtos de fissão, durante todo o tempo de liberação, não deverá receber uma dose excedendo 25 rem no corpo (dose externa), ou 300 rem na tiróide pela inalação de iodetos (dose interna). Estas normas não especificam a densidade de população permissível ou população total nesta zona porque a situação pode variar de caso para caso.

**Distâncias de Centro de População:** é a distância do reator aos limites de um centro densamente

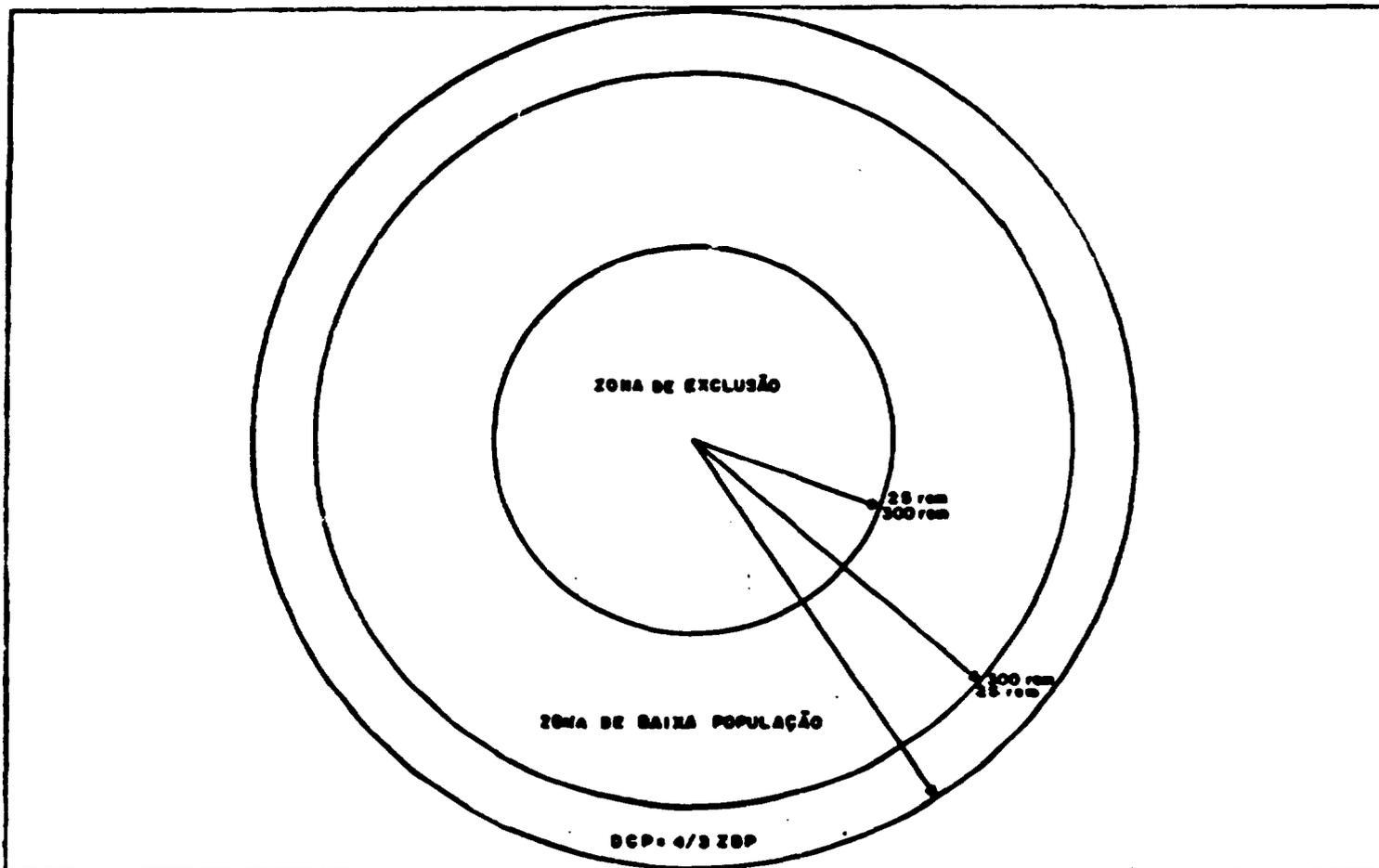


Figura 1.1 – Definição Esquemática das Distâncias de Segurança.

populado, contendo mais que 25.000 residentes aproximadamente. Esta distância seria de pelo menos 1.1/3 vezes a distância de baixa população.

$$DCP = 1,33 \text{ ZBP}$$

O fundamento básico na aplicação destes critérios é assegurar que mesmo que ocorra um acidente máximo, as pessoas não sofram danos maiores. Os valores de 25 a 300 rem representam doses toleráveis ao corpo humano, mas restritos a casos de emergência, em condições de acidentes.

### 1.1 – Objetivos

O principal objetivo deste trabalho é estudar as condições que influenciam a determinação de zonas de segurança ao redor das usinas nucleares.

Estas zonas de segurança constituem uma parte essencial da análise de localização de reatores nucleares. Com a finalidade de ilustrar esse estudo, tomamos como exemplo, o cálculo das zonas de segurança dos reatores Angra-I, Angra-II e Angra-III, atualmente em processos de instalação na Praia de Itaorna, Angra dos Reis.

O reator Angra-I terá uma potência líquida de 626 MW(e) e os reatores Angra-II e III uma potência de 1300 MW(e) cada.

O cálculo das distâncias de segurança envolve uma série de suposições padronizadas com respeito à eficiência dos sistemas de segurança do reator de acordo com as Normas de Licenciamento da CNEN. Para isto utilizaremos um método de cálculo com auxílio do programa ACRA-II<sup>(38)</sup>. Este programa, escrito no Laboratório Nacional de Oak Ridge, possibilita o cálculo de doses de radiação em todo o corpo (dose externa) e em 12 órgãos internos do corpo (dose interna), em função da distância do ponto de liberação, utilizando-se a teoria da difusão.

Outro objetivo deste trabalho é fazer uma avaliação mais realista de acidentes em reatores PWRs, em oposição à hipótese conservativa adotada no Licenciamento, utilizando o estudo desenvolvido por Rasmussen e colaboradores. Neste estudo, foram considerados todos os modos possíveis de falhas em reatores em termos de probabilidade de ocorrência de liberação da radiação para a atmosfera. Podemos fazer assim, uma avaliação das distâncias de segurança calculadas em função da probabilidade de ocorrência de cada tipo de acidente.

### 1.2 – Estudos Anteriores

Em diversos países, inclusive no Brasil, as decisões sobre locais propostos para construção de reatores são baseados sobre resultados de análise do Máximo Acidente Crível (MAC).

O MAC, para reatores refrigerados à água, é definido como um acidente de perda de refrigerante primário por ruptura nas tubulações seguido da fusão do caroço. Este acidente é comumente denominado "LOCA" na literatura mundial (Loss of Coolant Accident).

Em vários países, como a Inglaterra e Alemanha, foram feitos estudos sobre o LOCA, mas os trabalhos mais importantes foram desenvolvidos nos EUA, pioneiros no campo nuclear. Passaremos a descrever os mais importantes.

Em 1957, no Brookhaven National Laboratory, Brocket<sup>(47)</sup> et alii, realizaram um estudo sob o título "Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants",

no qual analisaram acidentes hipotéticos em reatores e as conseqüências em termos de doses e mortalidades causada pela liberação da radiação na atmosfera. Para o cálculo das quantidades de radiação liberada e as conseqüentes doses no homem, foram consideradas hipóteses conservativas com respeito às várias feições de segurança, muitas delas adotadas atualmente para o cálculo das distâncias de segurança conforme Normas de Licenciamento da CNEN.

Em 1962, J. J. DiNunno<sup>(13)</sup> e sua equipe, fizeram um cálculo de distâncias de segurança analisando um "LOCA" adotando hipóteses conservativas, para vários reatores nos EUA. O cálculo das distâncias de segurança foram baseados no relatório 10CFR100 "Reactor Site Criteria". O modelo de dispersão utilizado foi o desenvolvido por Sutton. O modelo de dispersão utilizado no nosso estudo foi baseado também na equação fundamental desenvolvida por Sutton mas, para o cálculo dos parâmetros de dispersão utilizamos o método de Pasquill, conforme veremos no Capítulo 4. O trabalho desenvolvido por DiNunno serviu como modelo para o cálculo das distâncias de segurança para muitos países. Nos relatórios de Análise de Segurança da maioria dos reatores de potência, as zonas de segurança foram obtidas a partir deste modelo.

Como resultado do aumento substancial do número de usinas nucleares de interesse comercial nos últimos 10 anos, as técnicas de confiabilidade aplicadas aos reatores nucleares progrediram consideravelmente e forneceu a possibilidade do mais importante estudo feito na área de segurança de reatores pela equipe do Prof. Norman C. Rasmussen do M.I.T., em 1974, cujo trabalho levou o título "Reactor Safety Study"<sup>(46)</sup> (An Assessment of Accident Risks in U. S. Commercial Nuclear Power Plants", o qual utilizou cerca de 60 pessoas e foram gastos cerca de 4 milhões de dólares.

Com este trabalho foram feitas análises de "LOCAs" com a estimativa das respectivas probabilidades de ocorrências.

Foram analisados mais de 1000 casos de fusão do caroço, utilizando-se programas de computação para o cálculo de todos os eventos. Estes foram reduzidos para 33 casos, que por sua vez foram englobados em 9 categorias principais. Para cada seqüência de eventos calculou-se as probabilidades de ocorrências de acidentes associadas com liberação para a atmosfera.

Para este estudo, utilizaram-se duas usinas nucleares representativas: uma, PWR "Surry Power Station", de 788 MW(e) e outra BWR "Peach Bottom Atomic Power Station", de 1065 MW(e).

Nesse nosso trabalho, as frações de liberação para cada categoria de acidente, calculadas no relatório de Rasmussen, com suas respectivas probabilidades, serviram para fazermos um estudo comparativo das doses de radiação em função da distância do reator, com as hipóteses conservativas adotadas para o cálculo das distâncias de segurança, segundo MAC, de acordo com as Normas de Licenciamento de reatores nucleares em vigor. Concluímos que, essas hipóteses conservativas representam um acidente que, dentro das categorias consideradas por Rasmussen, tem uma probabilidade de ocorrência de  $2,4 \times 10^{-6}$  por reator ano.

### 1.3 – Tópicos Considerados

A análise de acidentes associados à liberação de P.F. para a atmosfera pode ser feita considerando-se 4 aspectos a estudar:

- 1 – Quantidade de Produtos de Fissão
- 2 – Liberação de P.F.
- 3 – Dispersão na Atmosfera
- 4 – Efeitos Biológicos

Distribuiremos o nosso trabalho segundo estes 4 aspectos.

No Capítulo 2 "Liberação de Produtos de Fissão" os aspectos da radiação é tratado dividindo-se o estudo em duas partes.

Na primeira parte, faremos uma análise do acidente considerado para o cálculo das distâncias de segurança juntamente com suposições e hipóteses adotadas de acordo com as Normas de Licenciamento. São fornecidos também, o valor da liberação em Curies para a atmosfera de todos os P.F. considerados para os 3 reatores em estudo.

Na segunda parte, daremos a descrição das 9 categorias de acidentes analisados por Rasmussen juntamente com a seqüência de eventos dominantes e probabilidades de ocorrência. O resultado principal do estudo de Rasmussen, e que utilizaremos como ponto de partida para o cálculo de conseqüências para o reator Angra-I, encontra-se na Tabela II.3. Com base nesta tabela calculamos a liberação de P.F. para a atmosfera para os 9 tipos de acidentes considerados. Restringimos a aplicação dos métodos utilizados no Relatório Rasmussen apenas para o reator Angra-I que tem características de segurança semelhantes aos reatores estudados naquele relatório.

No Capítulo 3, abordaremos o Inventário Radioativo, para os 3 reatores considerados.

No Capítulo 4, os aspectos de Dispersão Atmosférica da Radiação serão apresentados juntamente com as hipóteses e considerações teóricas.

No Capítulo 5, sobre Meteorologia do Local, daremos uma breve descrição do local e os parâmetros meteorológicos utilizados no cálculo da dispersão atmosférica.

A depleção da pluma por decaimento de P.F. e deposição no solo encontra-se no Capítulo 6.

No Capítulo 7, sobre Doses de Radiação, daremos uma explanação sobre o método de cálculo de doses externas, interna e contaminação do solo. Cumpre ressaltar que, para o cálculo das distâncias de segurança somente a dose interna foi considerada como fator dominante, uma vez que, de acordo com as suposições adotadas para este cálculo a dose externa resulta em valores não significativos.

No Capítulo 8, são apresentados os Resultados e Conclusões e faremos uma análise comparativa dos resultados obtidos pelos dois métodos.

As principais características de um reator PWR estão apresentadas no Apêndice A, com as seqüências principais dos meios de engenharia de segurança atuando num LOCA (Acidente de Perda de Refrigerante).

No Apêndice B encontra-se uma análise matemática do Programa ACRA-II.

Os dados de entrada do Programa ACRA-II encontra-se no Apêndice C.

A seguir apresentaremos no Apêndice D os gráficos obtidos para o cálculo das distâncias de segurança e contaminação do solo para outros parâmetros meteorológicos.

Finalmente, no Apêndice E, mostraremos um estudo de verificação de resultados do código ACRA-II com estudos teóricos e experimentais obtidos no Brookhaven National Laboratory.

## 2 – LIBERAÇÃO DE PRODUTOS DE FISSÃO

### 2.1 – Generalidades

Um reator nuclear em operação produz cerca de 300 núclídeos radioativos diferentes no processo de fissão. Consequentemente, uma análise detalhada do comportamento dos P.F. representa um problema complexo; mas, pode ser bastante simplificado, desde que se considere somente os isótopos mais importantes, isto é, os que são produzidos em grande quantidade e que tem maior chance de alcançar a atmosfera exterior do prédio de contenção. Deste modo, os P.F. gasosos e os voláteis são mais importantes do que os sólidos e não voláteis, dado o fato que os mesmos são liberados prontamente do combustível danificado.

As frações dos vários produtos de fissão que podem ser liberados em um acidente, depende do tipo de reator, do seu sistema de contenção e, também, da seqüência de eventos que formam um acidente particular. No estudo efetuado por Rasmussen são considerados todos os modos de falhas possíveis juntamente com a probabilidade de ocorrência e liberação para a atmosfera.

É comum classificar os P.F. em 3 grandes categorias:

- 1 – Os gases nobres (xenônio e kriptonio).
- 2 – Os voláteis (considera-se usualmente os iodetos e céσιο, mas algumas vezes incluindo telúrio e rutênio que formam óxidos voláteis).
- 3 – Os sólidos e não voláteis, como zircônio, cério, e outros elementos de alto ponto de fusão.

O estrôncio radioativo se classifica entre 2 e 3.

Selecionamos 48 radionuclídeos representativos baseado no trabalho de F.T. Binford<sup>(13)</sup> e no relatório Rasmussen<sup>(46)</sup>. Os fatores determinantes desta escolha são: a quantidade de P.F. produzida no reator, a fração de liberação, vida média radioativa, tipo de radiação emitida e sua energia, e características químicas e biológicas.

Para o cálculo das distâncias de segurança, por exemplo, os radionuclídeos mais importantes são os iodetos que se metabolizam na tireóide.

Os radionuclídeos utilizados neste estudo, com as respectivas frações de liberação para a atmosfera, encontram-se nas Tabelas II.2, II.3 e II.5.

A Figura 2.1 mostra o esquema de cálculo adotado, a partir da liberação para a atmosfera.

Daremos a seguir algumas explicações e definições importantes sobre a liberação de produtos de fissão.

Os parâmetros que caracterizam a liberação de P.F. para a atmosfera são: tempo de liberação, altura de liberação, conteúdo de energia da pluma liberada, fração de liberação e taxa de liberação.

O tempo de liberação é o intervalo de tempo entre o início do acidente e a liberação de P.F. para a atmosfera; é utilizado no cálculo do decaimento inicial da radioatividade.

A duração da liberação é o intervalo de tempo no qual o material radioativo é emitido para a atmosfera. Estes 2 parâmetros, tempo e duração da liberação representam o comportamento temporal do processo de liberação no modelo de dispersão.

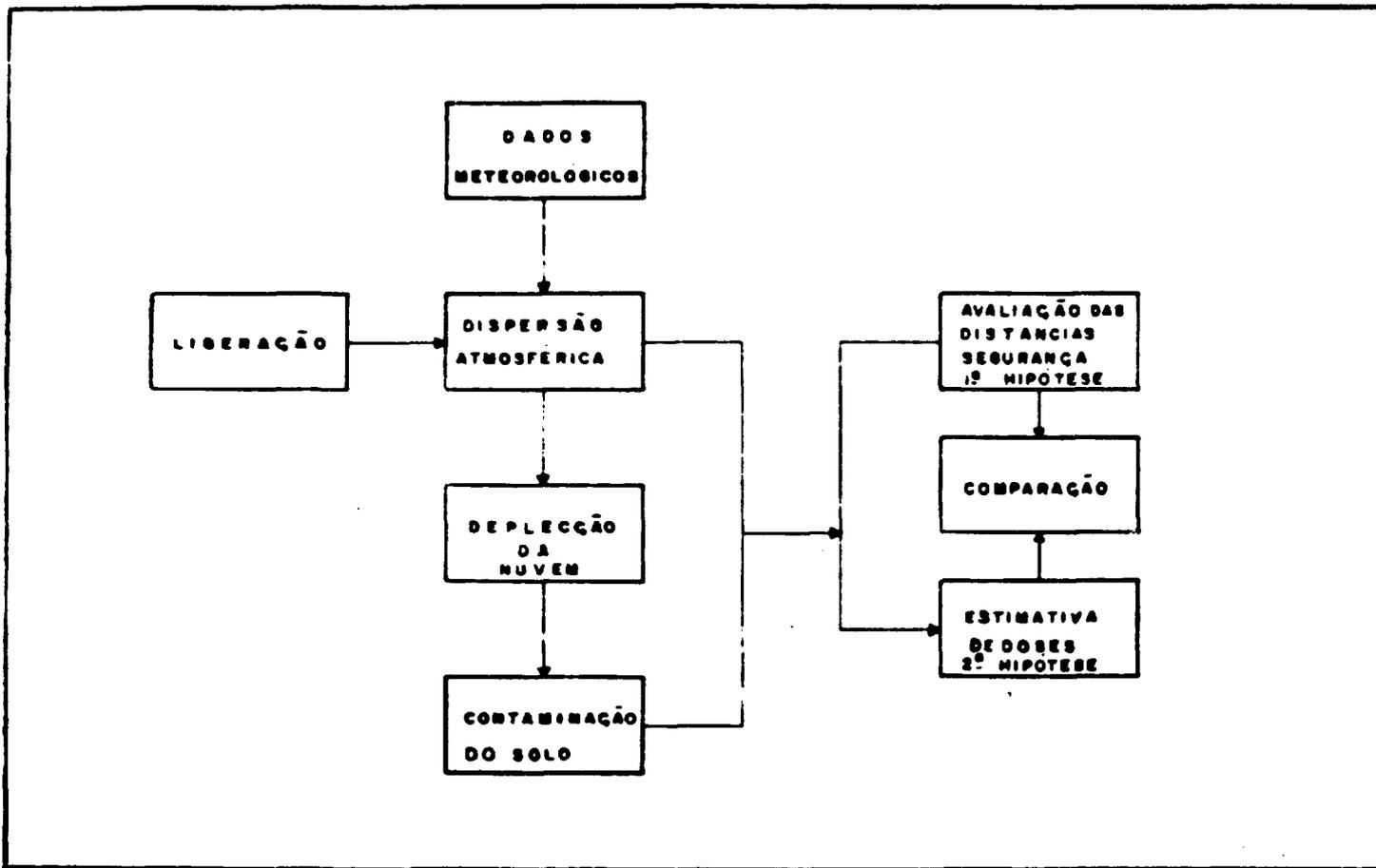


Figura 2.1 – Esquema de Cálculo Utilizado.

A fração de liberação é a fração em termos de porcentagem dos isótopos que são liberados para a atmosfera durante e após a ocorrência do acidente e é utilizada em conexão com o inventário radioativo acumulado dentro do reator.

O conteúdo de energia da pluma liberada é um fator muito importante no cálculo da altura efetiva das emissões, uma vez que, quanto maior a energia de liberação, maior será a altura efetiva da mesma.

A taxa de liberação é obtida dividindo-se a fração de liberação pela duração da liberação.

## 2.2 – Descrição dos Acidentes

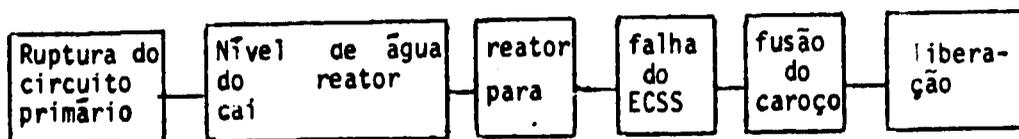
Existem, basicamente, dois modelos de descrição de acidentes em reatores de potência. O primeiro, consiste de um acidente básico de projeto (Design basis acidente), para o qual, dentre as diversas alternativas, escolhe-se um acidente chamado comumente de Máximo Acidente Crível (MAC) e analisa-se as suas conseqüências. Podemos adiantar que a integridade do sistema de contenção é mantida por especificação do projeto da usina.

Por outro lado, um modelo mais real e científico provém do recém-publicado Relatório Rasmussen no qual foi apresentada a probabilidade de ocorrência associada à cada tipo de acidente, desde os de menores conseqüências até os de maior severidade.

Apresentamos a seguir esses dois modelos.

### 2.2.1 – Primeiro Caso: Modelo de M.A.C.

Vamos descrever nesta secção o Máximo Acidente Crível (MAC) para reatores refrigerados à água. Este acidente seria causado pela ruptura de um tubo do circuito primário de refrigeração. Esquemáticamente, podemos representá-lo do seguinte modo:



Para a análise deste acidente, usamos um modelo padronizado de suposições universalmente adotadas com respeito às várias etapas consideradas. As distâncias de segurança dos reatores nucleares são calculadas baseadas neste tipo de acidente. É suposta, então, a ruptura do circuito primário de refrigeração pela quebra de um tubo. O caroço do reator deixa de ser refrigerado repentinamente. O reator para, devido à perda do moderador que é, a própria água leve (H<sub>2</sub>O) utilizada na refrigeração. É suposta também, uma falha do sistema de refrigeração de emergência (ECCS) (Emergency Core Cooling System). Mesmo com o reator parado, a temperatura sobe para níveis extremamente altos dado o calor produzido pelos decaimentos dos P.F. presentes no caroço, e é suficiente para derreter os elementos combustíveis, liberando grandes quantidades de P.F. para o prédio de contenção e daí, para a atmosfera.

A potência de decaimento produzida pelos P.F. em função do tempo é governada pela equação:

$$P_a = 0,07 P_{normal} (t)^{-0,2}$$

onde

$P_{normal}$  = é a potência normal de operação, suposta funcionando por um tempo longo, por exemplo, mais de 3 meses de operação.

0,07 é um coeficiente determinado experimentalmente.

$t$  é o tempo após o desligamento em segundos.

A potência atrasada é então, logo após a parada do reator cerca de 7% da potência normal de operação do reator. Para um reator de 4333 MW(th) de potência, por exemplo, como as unidades II e III de Angra, a potência atrasada seria de aproximadamente 303 MW(th).

A Figura 2.2<sup>(34)</sup> mostra a potência atrasada depois de parada de um reator de 500 MW(th) produzida pelos decaimentos gama e beta dos P.F.

Admitindo então a fusão do caroço, assume-se que 50% do mesmo funde e que são liberados para o prédio de contenção 100% dos gases nobres, 50% dos iodetos dos quais 25% se depositam nas paredes e tubulações do reator, e 1% dos sólidos presentes no caroço. Estes valores representam cerca de 15,8% do inventário total e foram escolhidos baseados em trabalhos experimentais efetuados em laboratório por Parker e Creek<sup>(31)</sup> em Oak Ridge, em 1961, utilizando como combustível óxido de urânio.

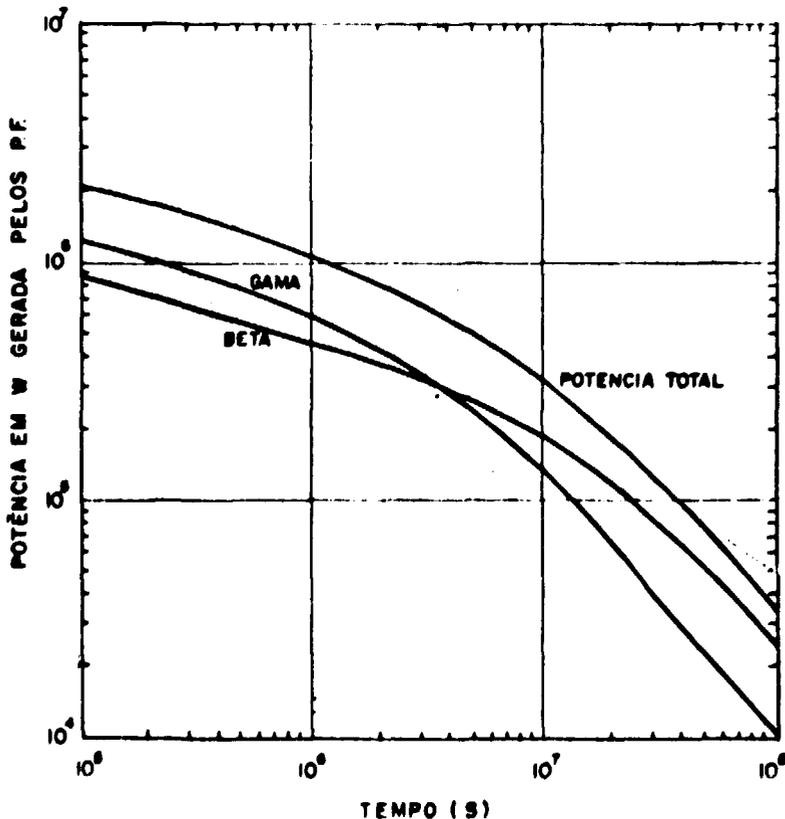


Figura 2.2 -- Potência após a parada de um reator de 500 MW(th) depois de 3 anos de operação contínua num fluxo térmico médio de  $3 \times 10^{13}$  m/cm<sup>2</sup>.

Atualmente, estão sendo construídos nos EUA três instalações que permitem simular a fusão no caroço dentro de modelos de sistemas de contenção para uma estimativa mais real da liberação de P.F. São o NSPP<sup>(11)</sup> (Nuclear Safety Pilot Plant) em Oak Ridge, o CSE (Containment System Experiment) em Hanford, e o LOFT (Loss of Coolant Flow Test) no Laboratório Nacional de Engenharia, de Idaho Falls.

Baseando-se então nos resultados experimentais obtidos por Parker e com as suposições acima, calculou-se a liberação de P.F. do caroço para o prédio de contenção para os reatores Angra I, II e III, cujos valores estão representados nas Tabelas II.1 e II.2.

Quanto às condições de liberação para a atmosfera assumiu-se a integridade do prédio de contenção, i.e., deverá ter uma taxa de escape mínima para a atmosfera. O valor comumente adotado para avaliação de distâncias de segurança é de 0,1% do volume do prédio por dia, que é também parte das Normas de Licenciamento da CNEN. Esta é a taxa mínima de escape especificada no projeto do sistema de contenção. Este a nosso ver, é um dos pontos fracos deste modelo baseado no MAC, em que se postula a integridade do prédio de contenção com uma taxa de escape de 0,1% do volume interno do prédio por dia e que é colocado como um dado de projeto. O relatório Rasmussen, contudo, apresenta diversos casos em que os sistemas de contenção sofre rupturas em grande escala. Argumenta-se frequentemente então que, sob condições de acidentes a taxa de escape deverá ser bem maior<sup>(24)</sup>. Este foi o principal motivo que nos levou a fazer um estudo comparativo entre o modelo de MAC com os acidentes estudados no Relatório Rasmussen. De fato, no prédio de contenção existem inúmeras penetrações para dutos de ventilação, entradas de ar, cabos, etc. As válvulas de isolamento dos dutos de ventilação, por exemplo, estando normalmente abertas, precisam ser fechadas automaticamente no momento do acidente. Quase todo o sistema é comandado por circuitos elétricos que estão sujeitos a falhas pela radiação ionizante dos P.F., e também, falhas devido à efeitos transientes, ou seja, falhas causadas por quaisquer defeitos nos sistemas elétricos. Para se ter uma idéia de quão pequena é a taxa de escape de 0,1%/dia, sabe-se que um furo de diâmetro de 0,25 polegadas produz uma taxa de escape de 5%/hora, de acordo com Farmer<sup>(15)</sup>.

Quanto às condições de liberação para a atmosfera, supõe-se um tempo de liberação igual a zero, i.e., a liberação para a atmosfera é suposta ocorrer logo após o acidente, e a duração da liberação será de 2 horas para o cálculo da Zona de Exclusão e de 30 dias para o cálculo da Zona de Baixa População.

A Tabela II.1 mostra a quantidade de P.F. liberada para o prédio de contenção para o reator Angra-I e na Tabela II.2 para os reatores Angra-II e III.

Estes valores serão utilizados como dados de entrada no cálculo da dispersão atmosférica da radiação, para avaliar as distâncias de segurança para os três reatores considerados.

### 2.2.2 – Segundo Caso: Modelo de Rasmussen

Norman C. Rasmussen e sua equipe, estudaram todos os modos possíveis de falhas em reatores PWR, e calcularam a probabilidade de ocorrência e liberação de radiação para a atmosfera, para cada tipo de falha.

As frações de liberação para todos os acidentes considerados, Tabela II.3, serão utilizadas como ponto de partida para o cálculo de doses para o reator Angra-I. (Assim, podemos fazer uma análise comparativa com o Modelo MAC adotado para o seu licenciamento).

O reator Angra-I é um reator pressurizado de água leve (PWR), cuja potência líquida de projeto é de 626 MW(e) de origem americana semelhante aos reatores estudados pela equipe de Rasmussen. Os reatores Angra-II e III também são reatores PWRs mas de origem alemã, semelhante ao "Biblis" e tem características de segurança diferentes dos reatores PWRs, americanos, portanto, utilizaremos o método de Rasmussen somente para o reator Angra-I.

Tabela II.1

Liberação de Produtos de Fissão para o Reator Angra-I

(Hipótese conservativa : Modelo de M A C)			
Isótopo	Curies	Isótopo	Curies
Kr-83M	$4,21 \times 10^6$	Ru-103	$1,78 \times 10^6$
Kr-85M	$1,31 \times 10^7$	Rh-103	$1,78 \times 10^6$
Kr-87	$2,18 \times 10^7$	Te-132	$7,82 \times 10^7$
Kr-88	$3,14 \times 10^7$	Sr-91	$4,05 \times 10^5$
Rb-88	$3,38 \times 10^5$	Zr-95	$4,99 \times 10^5$
Kr-89	$4,03 \times 10^7$	Nb-95	$4,99 \times 10^5$
Rb-89	$4,34 \times 10^5$	Zr-97	$4,99 \times 10^5$
Sr-89	$3,06 \times 10^5$	MO-99	$4,48 \times 10^5$
I-131	$6,77 \times 10^6$	MO-99B	$4,99 \times 10^5$
Xe-131M	$2,70 \times 10^5$	Tc-99M	$4,37 \times 10^5$
I-132	$1,03 \times 10^7$	Te-131	$6,77 \times 10^6$
I-133	$1,46 \times 10^7$	Te-131M	$1,20 \times 10^6$
Xe-133M	$1,45 \times 10^6$	Cs-136	$4,80 \times 10^5$
Xe-133	$5,78 \times 10^7$	Ba-140	$4,99 \times 10^5$
I-133B	$3,64 \times 10^5$	La-140	$4,99 \times 10^5$
Xe-133B	$1,28 \times 10^6$	Ce-141	$4,99 \times 10^5$
I-134	$1,70 \times 10^7$	Ce-143	$4,68 \times 10^5$
I-135	$3,99 \times 10^6$	Ce-144	$3,43 \times 10^5$
Xe-135M	$1,60 \times 10^7$	Nd-147	$1,87 \times 10^5$
Xe-135	$5,53 \times 10^7$	Pm-149	$1,25 \times 10^5$
I-135B	$9,31 \times 10^6$	Ru-105	$4,50 \times 10^6$
Xe-135B	$8,11 \times 10^6$	Cs-134	$1,34 \times 10^5$
Xe-137	$5,15 \times 10^7$	Rh-105	$4,53 \times 10^6$
Xe-138	$5,23 \times 10^7$	Ba-137M	$1,82 \times 10^6$

Tabela II.2

Liberação de Produtos de Fissão para os Reactores Angra-II e Angra-III

(Hipótese conservativa : Modelo de M A C)			
Isótopo	Curies	Isótopo	Curies
Kr-83M	$8,77 \times 10^6$	Ru-103	$3,71 \times 10^6$
Kr-85M	$2,74 \times 10^7$	Rh-103	$3,71 \times 10^6$
Kr-87	$4,55 \times 10^7$	Te-132	$2,04 \times 10^7$
Kr-88	$6,54 \times 10^7$	Sr-91	$8,45 \times 10^5$
Rb-88	$7,03 \times 10^5$	Zr-95	$1,04 \times 10^6$
Kr-89	$8,40 \times 10^7$	Nb-95	$1,04 \times 10^6$
Rb-89	$9,03 \times 10^5$	Zr-97	$1,04 \times 10^6$
Sr-89	$6,37 \times 10^5$	MO-99	$9,35 \times 10^5$
I-131	$1,41 \times 10^7$	MO-99B	$1,04 \times 10^5$
Xe-131M	$5,62 \times 10^5$	Tc-99M	$9,10 \times 10^5$
I-132	$2,15 \times 10^7$	Te-131	$1,40 \times 10^7$
I-133	$3,05 \times 10^7$	Te-131M	$2,50 \times 10^6$
Xe-133M	$3,03 \times 10^6$	Cs-136	$1,00 \times 10^6$
Xe-133	$1,20 \times 10^8$	Bs-140	$1,04 \times 10^6$
I-133B	$7,58 \times 10^5$	La-140	$1,04 \times 10^6$
Xe-133B	$2,66 \times 10^6$	Ce-141	$1,04 \times 10^6$
I-134	$3,55 \times 10^7$	Ce-143	$9,75 \times 10^5$
I-135	$8,32 \times 10^6$	Ce-144	$7,15 \times 10^5$
Xe-135M	$3,34 \times 10^7$	Nd-147	$3,90 \times 10^5$
Xe-135	$1,15 \times 10^8$	Pm-149	$2,60 \times 10^5$
I-135B	$1,94 \times 10^7$	Ru-105	$9,38 \times 10^6$
Xe-135B	$1,68 \times 10^9$	Cs-134	$2,80 \times 10^5$
Xe-137	$1,07 \times 10^8$	Rh-105	$9,34 \times 10^6$
Xe-138	$1,09 \times 10^8$	Ba-137M	$3,80 \times 10^6$

Para uma melhor compreensão, descreveremos os 9 tipos de acidentes considerados que levariam, como consequência, a dispersão de material radioativo na atmosfera, e também a seqüência de acidentes predominantes com as respectivas probabilidades de ocorrência.

### **Descrição dos Acidentes**

#### **PWR-1**

Este acidente seria caracterizado pela fusão do caroço seguido de uma explosão de vapor provocado pelo combustível fundido em contato com água residual no vaso do reator. Assume-se falhas no sistema de "sprays" da contenção e nos sistemas de remoção de calor, e deste modo o prédio estaria sobrepressurizado no momento da explosão. Assume-se também que a explosão causada pelo vapor rompa a parte superior do vaso do reator e a barreira da contenção liberando uma quantidade substancial de radioatividade do prédio de contenção para a atmosfera por um período de cerca de 10 minutos.

Dado a violenta ação de gases gerados durante a fusão, a liberação de materiais radioativos logo após o acidente se processaria numa baixa taxa.

A liberação total deverá conter aproximadamente 70% de iodetos e 40% de metais alcalinos presentes no caroço no momento do acidente.

Esta categoria inclui também certas seqüências de acidentes em potencial que envolvem a ocorrência de fusão no caroço depois da ruptura na contenção pela sobrepressurização. A taxa de liberação de energia será de 20 a  $520 \times 10^6$  Btu/h.

#### **PWR-2**

Esta categoria de liberação está associada com a fusão do caroço e falhas no sistema de refrigeração do reator simultaneamente com falhas nos sistemas de "sprays" da contenção e sistemas de remoção de calor. Falhas no prédio de contenção ocorreriam por sobrepressurização ocasionando uma liberação de P.F. para a atmosfera por um período de cerca de 30 minutos. Devido à violenta ação dos gases gerados durante a fusão, a liberação do material radioativo continuará em uma taxa relativamente baixa após o acidente. A liberação total deverá conter cerca de 70% de iodetos e 50% de metais alcalinos presentes no caroço no momento da liberação. Como no PWR-1, a alta pressão e temperatura na contenção resultaria em uma alta taxa de energia de liberação ( $170 \times 10^6$  Btu/h).

#### **PWR-3**

Esta categoria envolve falhas no prédio de contenção por sobrepressurização causada por falhas nos sistemas de remoção de calor. A fusão do caroço ocasionaria a liberação de P.F. para a atmosfera através de aberturas no prédio de contenção. Aproximadamente 20% dos iodetos e 20% dos metais alcalinos presentes no caroço no momento do acidente seriam liberados para a atmosfera. A maior parte da liberação ocorreria em um período de 1,5 h., pela ação rápida de gases gerados pela reação do caroço fundido com o concreto do prédio de contenção. Como estes gases seriam inicialmente aquecidos pelo contato com o caroço fundido, a taxa de liberação de energia sensível seria moderadamente alta ( $6 \times 10^6$  Btu/h).

#### **PWR-4**

Esta categoria envolve falhas do sistema de refrigeração do caroço e do sistema de "sprays" de contenção depois de um "LOCA", juntamente com falhas do sistema de isolamento da contenção.

Isto resultaria em uma liberação de 9% dos iodetos e 4% de metais alcalinos presentes no caroço no momento do acidente. A maior parte ocorreria num período de 2 a 3 horas. Por causa do funcionamento dos sistemas de recirculação de "sprays", e remoção de calor, da atmosfera da contenção, durante a fusão do caroço, a energia sensível da liberação seria relativamente baixa ( $1 \times 10^6$  Btu/h).

#### **PWR-5**

Esta categoria envolve falhas no sistema de refrigeração do caroço e é similar à categoria 4, exceto que o sistema de injeção de "sprays" da contenção deveria operar e reduziria assim a quantidade de material radioativo no ar e também a temperatura e pressão dentro do prédio da contenção. Haveria um grande taxa de escape da contenção devido à falhas do sistema e o material radioativo seria liberado continuamente por diversas horas. Seriam liberadas aproximadamente 3% de iodetos e 0,9% dos metais alcalinos presentes no caroço. Por causa da operação dos sistemas de remoção de calor da contenção, a taxa de liberação de energia seria baixa ( $3 \times 10^5$  Btu/h).

#### **PWR-6**

Esta categoria de liberação envolve fusão no caroço devido a falhas no sistema de refrigeração de emergência. Os "sprays" da contenção não operam, mas admite-se a integridade do prédio de contenção até o caroço fundido atravessar a base de concreto. Os materiais radioativos seriam liberados no solo, ocorrendo algum escape através dele. O escape direto para a atmosfera ocorreria numa baixa taxa, antes da fusão através da contenção; sua duração seria de aproximadamente 10 h. Cerca de 0,08% de iodetos e metais alcalinos seriam liberados do caroço para a atmosfera. A taxa de escape para a atmosfera é pequena e os gases escapando através do solo seriam resfriados em contato com ele, e a taxa de liberação de energia seria pequena.

#### **PWR-7**

Esta categoria é similar à 6, exceto que os "sprays" da contenção funcionariam e assim reduziriam a temperatura e pressão na contenção e também a quantidade de radioatividade no ar. A liberação envolveria aproximadamente 0,08% dos iodetos e metais alcalinos presentes no caroço no momento da liberação. O tempo de liberação seria de 10 horas. Como no PWR-6, a taxa de liberação de energia seria pequena.

#### **PWR-8**

Esta categoria refere-se a um acidente básico de projeto (quebra da tubulação de circuito primário), com o sistema de contenção isolado totalmente. Os outros sistemas são supostos funcionarem adequadamente. O caroço não deverá fundir. Cerca de 0,01% dos iodetos e 0,05% de metais alcalinos seriam liberados pelo rompimento do encamisamento dos elementos combustível. O tempo de liberação ocorreria num período de 0,5 h durante o qual a pressão interna no prédio de contenção estaria acima do ambiente. Por causa da operação dos sistemas de "sprays" da contenção e a não ocorrência da fusão do caroço, a taxa de liberação de energia seria baixa.

#### **PWR-9**

Esta categoria é similar à 8, no qual somente a atividade contida nos vazios (gap) entre o combustível e o encamisamento seria liberada para o prédio de contenção. O caroço não deverá fundir. Supõe-se que os sistemas de remoção de calor do caroço e da contenção funcionem. A liberação ocorreria num período de 0,5 h durante o qual a pressão no prédio de contenção estaria acima do

ambiente. Aproximadamente 0,0001% de iodetos e 0,00006% dos metais alcalinos seriam liberados. Como no caso de PWR-8, a taxa de liberação de energia seria baixa.

A Tabela 11.3, mostra a fração de liberação de P.F. considerados para as 9 categorias de acidentes em PWRs.

Na Tabela 11.4 temos a liberação em Curies para a atmosfera dos P.F. considerados para o reator Angra I, para cada um dos 9 tipos de acidentes.

Passaremos a descrever agora a seqüência de acidentes dominantes em PWRs, para melhor compreensão das probabilidades associadas a cada uma das categorias de liberação.

### Seqüência de Acidentes Dominantes em PWRs

Esta seqüência consiste de 3 elementos: evento iniciante, falhas dos sistemas de salvaquardias e modos de falhas na contenção.

#### Grande LOCA (A)

Um grande LOCA (evento A) é definido como uma ruptura no sistema de refrigeração primária do reator com um diâmetro equivalente de 6 polegadas. A probabilidade média deste evento é avaliada em  $10^{-4}$  por ano por reator. As seqüências dominantes que contribuem à fusão no caroço são AD-ε e AH-ε e levam à Categoria 7 de liberação. O valor médio das probabilidades para as seqüências AD-ε e AH-ε são  $2 \times 10^{-6}$  e  $10^{-6}$  respectivamente.

A probabilidade total de fusão do caroço resultante de uma grande ruptura no sistema de refrigeração do reator é então de  $3 \times 10^{-6}$  por ano. Um exame da Tabela 11.5 indica que outras seqüências de um grande LOCA não trazem contribuição significativa para suas categorias de liberação.

#### Pequeno LOCA (S<sub>1</sub>)

O pequeno LOCA (S<sub>1</sub>) é definido como uma ruptura no sistema de refrigeração do reator de 2 a 6 polegadas de diâmetro equivalente. Tem uma probabilidade média de ocorrência de  $1 \times 10^{-4}$  por reator por ano. As seqüências dominantes são S<sub>1</sub>D-ε e S<sub>1</sub>H-ε com probabilidade de ocorrência de  $3 \times 10^{-6}$  e  $3 \times 10^{-6}$ , respectivamente. A probabilidade total de fusão no caroço para este acidente é de  $6 \times 10^{-6}$  por ano, com um fator de 10 de erro. Estas incertezas são devido às incertezas na probabilidade do evento iniciante. Esta seqüência de eventos cai na Categoria 7, e como esta representa uma liberação pequena, o evento S<sub>1</sub> contribuirá pouco para as conseqüências totais de fusão no caroço.

#### Pequeno LOCA (S<sub>2</sub>)

O pequeno LOCA (evento S<sub>2</sub>) é definido como uma ruptura no sistema de refrigeração do reator num tubo de diâmetro equivalente entre 1/2 a 2 polegadas. Este evento tem uma probabilidade média de  $10^{-3}$  por reator-ano ou seja, 10 vezes maior do que uma grande ruptura no sistema de refrigeração. As seqüências dominantes são S<sub>2</sub>D-ε e S<sub>2</sub>H-ε, como nas duas anteriores. As probabilidades de ocorrência são de  $9 \times 10^{-6}$  e  $6 \times 10^{-6}$  respectivamente. A probabilidade média de fusão no caroço causado por este evento é  $2 \times 10^{-5}$  por ano, com um fator 3 de erro devido às incertezas no evento iniciante.

Este acidente contribui com a maior probabilidade de fusão no caroço para um reator PWR. O evento S<sub>2</sub> domina as Categorias 3, 4, 5 e 6 no histograma de liberação do PWR, embora os eventos S<sub>1</sub> e transientes (T) também contribuam para algumas destas categorias.

Tabela II.3

## Resumo dos Acidentes Envolvendo o Carçoço

Categ. liberaçõ	Probabilidade reator - ano	Tempo liberaçõ hr	Duraçõ liberaçõ hr	Elevaçõ liberaçõ (m)	Energia liberaçõ 10 <sup>6</sup> Btu/h	Fraçõ do Inventário Liberada						
						Xe-Kr	I-Br	Cs-Rb	Te-Sb	Be-Sr	Ru <sup>(a)</sup>	La <sup>(b)</sup>
PWR-1	9x10 <sup>-7</sup>	2,5	0,5	25	20 e 520 <sup>(c)</sup>	0,9	0,7	0,4	0,4	0,05	0,4	3x10 <sup>-3</sup>
PWR-2	8x10 <sup>-6</sup>	2,5	0,5	10	170	0,9	0,7	0,5	0,3	0,06	0,02	4x10 <sup>-3</sup>
PWR-3	4x10 <sup>-6</sup>	5,0	1,5	10	6	0,8	0,2	0,2	0,3	0,02	2x10 <sup>-2</sup>	3x10 <sup>-3</sup>
PWR-4	5x10 <sup>-7</sup>	2,0	3,0	10	7	0,6	0,09	0,04	0,03	5x10 <sup>-3</sup>	3x10 <sup>-3</sup>	4x10 <sup>-4</sup>
PWR-5	7x10 <sup>-7</sup>	2,0	4,0	10	0,3	0,3	0,03	9x10 <sup>-3</sup>	5x10 <sup>-3</sup>	1x10 <sup>-3</sup>	6x10 <sup>-4</sup>	7x10 <sup>-5</sup>
PWR-6	6x10 <sup>-6</sup>	12,0	10,0	10	N/A	0,3	8x10 <sup>-4</sup>	8x10 <sup>-4</sup>	1x10 <sup>-4</sup>	1x10 <sup>-5</sup>	7x10 <sup>-5</sup>	1x10 <sup>-5</sup>
PWR-7	4x10 <sup>-5</sup>	10,0	10,0	10	N/A	6x10 <sup>-3</sup>	2x10 <sup>-5</sup>	1x10 <sup>-3</sup>	2x10 <sup>-5</sup>	1x10 <sup>-6</sup>	1x10 <sup>-6</sup>	2x10 <sup>-7</sup>
PWR-8	4x10 <sup>-5</sup>	0,5	0,5	10	N/A	2x10 <sup>-3</sup>	1x10 <sup>-4</sup>	5x10 <sup>-4</sup>	1x10 <sup>-6</sup>	1x10 <sup>-8</sup>	0	0
PWR-9	4x10 <sup>-4</sup>	0,5	0,5	10	N/A	3x10 <sup>-6</sup>	1x10 <sup>-7</sup>	6x10 <sup>-7</sup>	1x10 <sup>-9</sup>	1x10 <sup>-11</sup>	0	0

(a) Inclue Ru, Rh, Co, Mo, Tc.

(b) Inclue La, Zr, Nb, Ce, Pr, Nd, Np, Pu.

(c) Sequências de acidentes na categoria PWR-1 tem 2 energias de liberaçõ distintas que afetam as consequências. A categoria PWR-1 é dividida em 2.

PWR-1A com probabilidade de 4x10<sup>-7</sup> por reator ano e 2x10<sup>6</sup> Btu/hr e PWR-1B com probabilidade de 5x10<sup>-7</sup> por reator ano e, 520x10<sup>6</sup> Btu/hr.

Tabela II.4

Distribuição do Inventário para o Reator Angra-I – wash-1400

Isotopo	PWR-1	PWR-2	PWR-3	PWR-4	PWR-5	PWR-6	PWR-7	PWR-8	PWR-9
Kr-83M	$7,55 \times 10^6$	$7,60 \times 10^6$	$6,70 \times 10^6$	$5,05 \times 10^6$	$2,54 \times 10^6$	$2,54 \times 10^6$	$5,05 \times 10^4$	$1,68 \times 10^4$	$2,53 \times 10^1$
Kr-85M	$2,35 \times 10^7$	$2,36 \times 10^7$	$2,10 \times 10^7$	$1,57 \times 10^7$	$7,80 \times 10^6$	$7,80 \times 10^6$	$1,58 \times 10^5$	$5,20 \times 10^4$	$7,90 \times 10^1$
Kr-87	$3,92 \times 10^7$	$3,93 \times 10^7$	$3,50 \times 10^7$	$2,63 \times 10^7$	$1,32 \times 10^7$	$1,32 \times 10^7$	$2,62 \times 10^5$	$8,70 \times 10^4$	$1,31 \times 10^2$
Kr-88	$5,62 \times 10^7$	$5,62 \times 10^7$	$5,00 \times 10^7$	$3,76 \times 10^7$	$1,89 \times 10^7$	$1,89 \times 10^7$	$3,76 \times 10^5$	$1,25 \times 10^5$	$1,87 \times 10^2$
Rb-88	$2,50 \times 10^7$	$3,13 \times 10^7$	$1,25 \times 10^7$	$2,50 \times 10^6$	$5,60 \times 10^5$	$4,38 \times 10^4$	$6,20 \times 10^2$	$3,13 \times 10^4$	$3,76 \times 10^1$
Kr-89	$7,22 \times 10^7$	$7,25 \times 10^7$	$6,40 \times 10^7$	$4,84 \times 10^7$	$2,42 \times 10^7$	$2,42 \times 10^7$	$4,84 \times 10^5$	$1,61 \times 10^5$	$2,41 \times 10^2$
Rb-89	$3,22 \times 10^7$	$4,03 \times 10^7$	$1,61 \times 10^7$	$3,22 \times 10^6$	$7,20 \times 10^5$	$5,60 \times 10^4$	$8,00 \times 10^2$	$4,03 \times 10^4$	$4,80 \times 10^1$
Sr-89	$2,41 \times 10^4$	$2,88 \times 10^4$	$9,70 \times 10^3$	$2,41 \times 10^3$	$4,80 \times 10^2$	$4,32 \times 10^1$	$4,80 \times 10^0$	$4,80 \times 10^3$	$4,80 \times 10^{-7}$
I-131	$3,78 \times 10^7$	$3,80 \times 10^7$	$1,09 \times 10^7$	$4,90 \times 10^6$	$1,63 \times 10^6$	$4,33 \times 10^4$	$1,08 \times 10^3$	$5,40 \times 10^3$	$5,40 \times 10^0$
Xe-131M	$4,84 \times 10^5$	$4,85 \times 10^5$	$4,32 \times 10^5$	$3,24 \times 10^5$	$1,62 \times 10^5$	$1,62 \times 10^5$	$3,23 \times 10^3$	$1,08 \times 10^3$	$1,62 \times 10^0$
I-132	$5,73 \times 10^7$	$5,76 \times 10^7$	$1,65 \times 10^7$	$7,40 \times 10^6$	$2,47 \times 10^6$	$6,60 \times 10^4$	$1,65 \times 10^3$	$8,20 \times 10^3$	$8,20 \times 10^0$
I-133	$2,03 \times 10^6$	$2,03 \times 10^6$	$5,80 \times 10^5$	$2,62 \times 10^5$	$8,70 \times 10^4$	$2,32 \times 10^3$	$5,80 \times 10^1$	$2,93 \times 10^{-2}$	$2,91 \times 10^{-1}$
Xe-133M	$2,61 \times 10^6$	$2,62 \times 10^6$	$2,33 \times 10^6$	$1,75 \times 10^6$	$8,70 \times 10^5$	$8,70 \times 10^5$	$1,74 \times 10^4$	$5,83 \times 10^3$	$8,70 \times 10^0$
Xe-133	$1,06 \times 10^8$	$1,05 \times 10^8$	$9,50 \times 10^7$	$7,08 \times 10^7$	$3,56 \times 10^7$	$3,56 \times 10^7$	$7,08 \times 10^5$	$2,36 \times 10^5$	$3,54 \times 10^2$
I-133B	$8,24 \times 10^7$	$8,30 \times 10^7$	$2,37 \times 10^7$	$1,06 \times 10^7$	$3,54 \times 10^6$	$9,40 \times 10^4$	$2,36 \times 10^3$	$1,18 \times 10^4$	$1,18 \times 10^1$
Xe-133B	$1,06 \times 10^8$	$1,05 \times 10^8$	$9,50 \times 10^7$	$7,08 \times 10^7$	$5,31 \times 10^6$	$5,31 \times 10^6$	$7,08 \times 10^5$	$2,36 \times 10^5$	$3,54 \times 10^2$
I-134	$9,52 \times 10^7$	$1,06 \times 10^8$	$2,75 \times 10^7$	$1,23 \times 10^7$	$4,10 \times 10^6$	$1,09 \times 10^5$	$2,74 \times 10^3$	$1,37 \times 10^4$	$1,37 \times 10^1$
I-135	$2,23 \times 10^7$	$2,24 \times 10^7$	$6,40 \times 10^6$	$2,88 \times 10^6$	$9,60 \times 10^5$	$2,56 \times 10^4$	$6,40 \times 10^2$	$3,22 \times 10^3$	$3,20 \times 10^1$
Xe-135M	$2,87 \times 10^7$	$2,88 \times 10^7$	$2,56 \times 10^7$	$1,92 \times 10^7$	$9,60 \times 10^6$	$9,60 \times 10^6$	$1,92 \times 10^5$	$6,40 \times 10^4$	$1,01 \times 10^2$
Xe-135	$6,72 \times 10^7$	$6,72 \times 10^7$	$6,00 \times 10^7$	$4,49 \times 10^7$	$2,25 \times 10^7$	$2,25 \times 10^7$	$4,49 \times 10^5$	$1,50 \times 10^5$	$2,25 \times 10^2$
I-135B	$5,21 \times 10^7$	$5,28 \times 10^7$	$1,50 \times 10^7$	$6,70 \times 10^6$	$2,25 \times 10^6$	$6,00 \times 10^4$	$1,50 \times 10^3$	$7,50 \times 10^3$	$7,50 \times 10^0$
Xe-135B	$6,72 \times 10^7$	$6,72 \times 10^7$	$6,00 \times 10^7$	$4,49 \times 10^7$	$2,25 \times 10^7$	$2,25 \times 10^7$	$4,49 \times 10^5$	$1,50 \times 10^5$	$2,25 \times 10^2$
Xe-137	$9,24 \times 10^7$	$9,26 \times 10^7$	$8,30 \times 10^7$	$6,12 \times 10^7$	$3,09 \times 10^7$	$3,09 \times 10^7$	$6,12 \times 10^5$	$2,06 \times 10^5$	$3,10 \times 10^2$
Xe-138	$8,44 \times 10^7$	$9,45 \times 10^7$	$7,50 \times 10^7$	$6,36 \times 10^7$	$3,17 \times 10^7$	$3,17 \times 10^7$	$3,36 \times 10^5$	$2,10 \times 10^5$	$3,16 \times 10^2$
CS-138	$4,21 \times 10^7$	$5,28 \times 10^7$	$2,11 \times 10^7$	$4,20 \times 10^6$	$9,50 \times 10^5$	$7,30 \times 10^4$	$1,05 \times 10^3$	$5,20 \times 10^4$	$6,20 \times 10^1$
Ru-103	$3,37 \times 10^7$	$4,22 \times 10^7$	$1,69 \times 10^6$	$2,53 \times 10^5$	$5,00 \times 10^4$	$5,90 \times 10^3$	$8,40 \times 10^1$	0	0

... continus ...

Tabela II.4

Distribuição do Inventário para o Reator Angra-I – wash-1400

(continuação)...

Isótopo	PWR-1	PWR-2	PWR-3	PWR-4	PWR-5	PWR-6	PWR-7	PWR-8	PWR-9
Rh-103	$3,37 \times 10^7$	$4,22 \times 10^7$	$1,69 \times 10^6$	$2,53 \times 10^5$	$5,00 \times 10^4$	$5,90 \times 10^3$	$8,40 \times 10^1$	0	0
Te-132	$3,12 \times 10^7$	$2,35 \times 10^7$	$2,35 \times 10^7$	$2,35 \times 10^6$	$3,91 \times 10^5$	$7,80 \times 10^4$	$1,56 \times 10^3$	$7,82 \times 10^1$	$5,00 \times 10^{-6}$
Sr-90	$2,5 \times 10^3$	$2,99 \times 10^3$	$1,97 \times 10^3$	$2,49 \times 10^2$	$5,00 \times 10^1$	$4,49 \times 10^0$	$5,00 \times 10^{-2}$	$5,00 \times 10^{-4}$	$6,30 \times 10^{-1}$
Cs-134	$4,22 \times 10^5$	$5,28 \times 10^5$	$2,11 \times 10^5$	$4,22 \times 10^4$	$9,50 \times 10^3$	$7,40 \times 10^2$	$1,06 \times 10^1$	$5,30 \times 10^2$	$2,30 \times 10^0$
Cs-136	$1,54 \times 10^6$	$1,92 \times 10^6$	$7,70 \times 10^5$	$1,54 \times 10^5$	$3,46 \times 10^4$	$2,69 \times 10^3$	$3,84 \times 10^1$	$1,92 \times 10^3$	$9,60 \times 10^{-3}$
Te-131M	$3,84 \times 10^6$	$2,88 \times 10^6$	$2,88 \times 10^6$	$2,88 \times 10^5$	$4,84 \times 10^4$	$9,60 \times 10^3$	$1,92 \times 10^2$	$9,60 \times 10^0$	$5,30 \times 10^{-2}$
Te-131	$2,13 \times 10^7$	$1,59 \times 10^7$	$1,60 \times 10^7$	$1,60 \times 10^6$	$2,66 \times 10^5$	$5,30 \times 10^4$	$1,07 \times 10^3$	$5,30 \times 10^1$	$8,1 \times 10^{-4}$
Sr-91	$4,05 \times 10^6$	$4,80 \times 10^6$	$1,62 \times 10^6$	$4,06 \times 10^6$	$8,10 \times 10^4$	$7,30 \times 10^3$	$8,10 \times 10^1$	$8,10 \times 10^{-1}$	$1,00 \times 10^{-3}$
BA-140	$4,99 \times 10^6$	$6,00 \times 10^6$	$2,00 \times 10^6$	$5,00 \times 10^5$	$1,00 \times 10^5$	$9,00 \times 10^3$	$1,00 \times 10^2$	$1,00 \times 10^0$	$3,60 \times 10^{-5}$
BA-137	$1,80 \times 10^5$	$2,16 \times 10^5$	$7,20 \times 10^4$	$1,80 \times 10^4$	$3,60 \times 10^3$	$3,24 \times 10^2$	$3,60 \times 10^1$	$3,60 \times 10^{-2}$	0
Ru-105	$1,44 \times 10^7$	$7,20 \times 10^5$	$7,20 \times 10^5$	$1,08 \times 10^5$	$2,16 \times 10^4$	$2,52 \times 10^3$	$3,60 \times 10^1$	0	0
MO-99	$3,59 \times 10^7$	$1,79 \times 10^6$	$1,80 \times 10^6$	$2,69 \times 10^5$	$5,40 \times 10^4$	$6,30 \times 10^3$	$9,00 \times 10^1$	0	0
MO-99B	$3,99 \times 10^6$	$1,99 \times 10^5$	$2,00 \times 10^5$	$3,00 \times 10^4$	$6,00 \times 10^3$	$7,00 \times 10^2$	$1,00 \times 10^1$	0	0
TC-99M	$3,49 \times 10^7$	$1,75 \times 10^6$	$1,75 \times 10^6$	$2,62 \times 10^5$	$5,20 \times 10^4$	$6,10 \times 10^3$	$8,70 \times 10^1$	0	0
RH-105	$1,45 \times 10^7$	$7,20 \times 10^5$	$7,20 \times 10^5$	$1,08 \times 10^5$	$2,17 \times 10^4$	$2,53 \times 10^3$	$3,62 \times 10^1$	0	0
LA-140	$2,99 \times 10^5$	$3,99 \times 10^5$	$3,00 \times 10^5$	$3,99 \times 10^5$	$7,00 \times 10^3$	$1,00 \times 10^3$	$2,00 \times 10^1$	0	0
ZR-95	$2,99 \times 10^5$	$3,99 \times 10^5$	$3,00 \times 10^5$	$3,99 \times 10^5$	$7,00 \times 10^3$	$1,00 \times 10^3$	$2,00 \times 10^1$	0	0
NB-95	$2,99 \times 10^5$	$3,99 \times 10^5$	$3,00 \times 10^5$	$3,99 \times 10^5$	$7,00 \times 10^3$	$1,00 \times 10^3$	$2,00 \times 10^1$	0	0
ZR-97	$2,99 \times 10^5$	$3,99 \times 10^5$	$3,00 \times 10^5$	$3,99 \times 10^5$	$7,00 \times 10^3$	$1,00 \times 10^3$	$2,00 \times 10^1$	0	0
CE-141	$2,99 \times 10^5$	$3,99 \times 10^5$	$3,00 \times 10^5$	$3,99 \times 10^5$	$7,00 \times 10^3$	$1,00 \times 10^3$	$2,00 \times 10^1$	0	0
CE-143	$2,81 \times 10^5$	$3,74 \times 10^5$	$2,81 \times 10^5$	$3,74 \times 10^4$	$6,50 \times 10^3$	$9,40 \times 10^2$	$1,87 \times 10^1$	0	0
CE-144	$2,06 \times 10^5$	$2,75 \times 10^5$	$2,06 \times 10^5$	$2,75 \times 10^4$	$4,80 \times 10^3$	$6,90 \times 10^2$	$1,37 \times 10^1$	0	0
ND-147	$1,12 \times 10^5$	$1,50 \times 10^5$	$1,12 \times 10^5$	$1,50 \times 10^4$	$2,62 \times 10^3$	$3,74 \times 10^2$	$7,50 \times 10^0$	0	0
PM-149	$7,48 \times 10^4$	$1,00 \times 10^5$	$7,50 \times 10^4$	$1,00 \times 10^4$	$1,75 \times 10^3$	$2,50 \times 10^2$	$5,00 \times 10^0$	0	0
PU-238	$1,87 \times 10^2$	$2,50 \times 10^2$	$1,87 \times 10^2$	$2,50 \times 10^1$	$4,37 \times 10^0$	$6,20 \times 10^{-1}$	$1,25 \times 10^{-2}$	0	0
PU-239	18,7	$2,5 \times 10^1$	$1,87 \times 10^1$	$2,50 \times 10^0$	$4,37 \times 10^{-1}$	$6,20 \times 10^{-2}$	$1,25 \times 10^{-3}$	0	0

### Ruptura no Vaso do Reator (R)

O evento de ruptura do vaso do reator é definido como sendo suficientemente grande para anular a eficiência dos sistemas de refrigeração de emergência necessários para prevenir a fusão. O valor médio da probabilidade deste evento é de  $10^{-7}$  por vaso de reator-ano. Como indicado na Tabela 11.5, o evento R traz uma contribuição desprezível para o histograma de liberação de PWRs.

A ruptura do vaso do reator teria de ter uma probabilidade 100 vezes maior para contribuir para acidentes de grandes consequências.

### Falha no Sistema de Válvulas (V)

É causado por falhas em válvulas de segurança que isolam o sistema de injeção de baixa pressão do sistema de refrigeração do reator.

Este evento exige a falha de duas válvulas em série. Se isto ocorrer durante a operação, o sistema de pressão de refrigeração do reator, que é de 2250 psi, estaria sob a ação do sistema de injeção à baixa pressão que é projetado para apenas 600 psi. Sob estas condições, este sistema falharia certamente, e a probabilidade de falha seria 1. O resultado desta sequência de eventos é produzir um LOCA de diâmetro efetivo de 6 polegadas. Além disso, a quebra do sistema seria fora do prédio de contenção, de modo que abrisse um escape direto para a atmosfera, e não estaria sujeito aos sistemas de remoção de radioatividade. A probabilidade de tal evento foi calculada como sendo de  $4 \times 10^{-6}$  por ano. Embora esta sequência não seja dominante na sequência de fusão do caroço com baixa liberação, ela produz liberação principalmente dentro da Categoria 2 (por causa de falha na contenção) e assim domina a probabilidade de altas liberações no histograma de liberações do PWRs.

### Eventos Transientes (T)

Os eventos transientes referem-se a várias condições que fazem com que o reator pare. Incluem todas as paradas não planejadas. Seguindo ao evento transiente, um dos sistemas de parada do reator deve operar e subsequentemente a este, são necessários operação de sistemas para remover o calor. Eventos transientes envolvendo falhas na parada do reator não são contribuições importantes para a fusão do caroço por causa da baixa probabilidade de falhas do sistema de parada (cerca de  $4 \times 10^{-5}$ ) e dos sistemas adicionais de proteção do caroço fornecido por válvulas do sistema de refrigeração do caroço e alimentação auxiliar. Assim, sequências envolvendo falhas na parada do reator (K) não contribuem significativamente para qualquer categoria apresentada na Tabela 11.5.

As contribuições dominantes dos eventos transientes são as sequências TML. São eventos transientes em que falham os sistemas de remoção do calor, principalmente devido à ineficiência da corrente alternada dentro e fora do local. Os sistemas envolvidos no TML incluem o sistema normal de conversão de potência (M) e o sistema auxiliar da água de alimentação (L). Análise de árvore de falhas, indicam que a maneira mais provável de ocorrer uma sequência TML, seria resultado de falhas na potência fora do reator, já que esta falha vai ocasionar outras no sistema de conversão de potência (M). A experiência mostra que a probabilidade de tais transientes é cerca de 0,2 por reator-ano. Falhando a potência de alimentação, a probabilidade de falha do sistema de alimentação de água é cerca de  $1,5 \times 10^{-4}$  por demanda. Se a potência externa pode ser recuperada dentro de 30 segundos, o sistema de conversão de potência pode ser usado para remover o calor. A probabilidade de não recuperação da potência externa é de  $2 \times 10^{-1}$ , baseada em experiências. Deste modo, a sequência TML tem uma probabilidade de  $6 \times 10^{-6}$  por ano. Entretanto as consequências associadas com o evento TML dependerá do funcionamento dos sistemas de salvaguarda da contenção e, cerca de 50% das vezes, a energia elétrica será recuperada entre 30 e 90 segundos que é suficiente para operar estes sistemas de salvaguarda com sucesso. Assim, se o transiente ocorrer sem o sistema de salvaguarda, o evento (TMLB - r) tem uma probabilidade de  $6 \times 10^{-6}$  e leva à Categoria 6 de liberação.

Similarmente, há uma igual probabilidade de  $6 \times 10^{-6}$  que os sistemas de salvaguarda operam levando para a Categoria 7 de liberação.

As seqüências dos transientes contribuem significativamente, mas não de maneira dominante para o histograma de liberação de PWRs.

A seqüência de acidentes dominantes em PWRs nessas categorias de liberação está indicada na Tabela II.5 e na Tabela II.6 onde se encontra a explicação dos símbolos utilizados para a seqüência de acidentes dominantes em PWRs.

A Figura 2.3 mostra o histograma de liberação para as 9 categorias de acidentes.

O valor das probabilidades que aparecem em nossos gráficos consta de probabilidades de ocorrência de acidentes versus probabilidade de ocorrência de estabilidade atmosférica versus probabilidade de ocorrência de velocidade de vento.

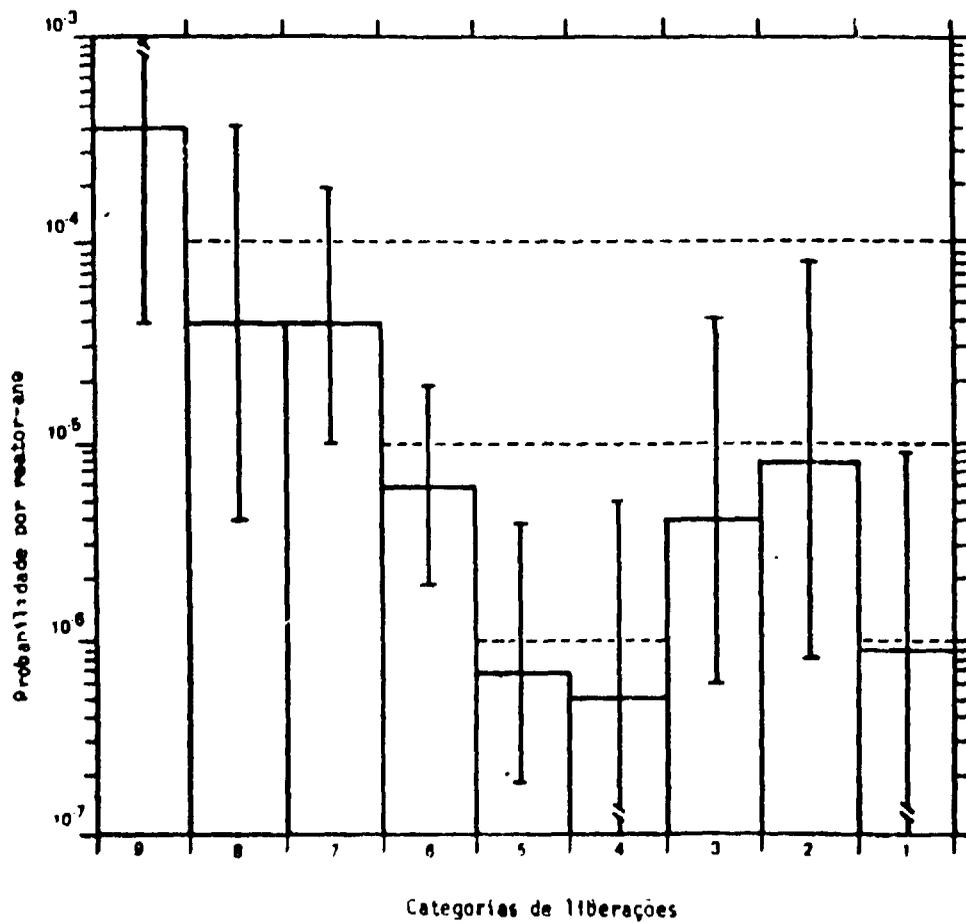


Figura 2.3 -- Histograma de Probabilidades de Liberações Radioativas para PWRs

Tabela II.5

Sequência de Acidentes Dominantes Versus Categorias de Liberação

	Categorias de Liberação – (fusão do caroço)							Caroço não funde	
	1	2	3	4	5	6	7	8	9
Grande	AB- $\alpha$ $1 \times 10^{-11}$	AB- $\gamma$ $1 \times 10^{-10}$	AD- $\alpha$ $2 \times 10^{-8}$	ACD- $\beta$ $1 \times 10^{-11}$	AD- $\beta$ $4 \times 10^{-9}$	AB- $\epsilon$ $1 \times 10^{-9}$	AD- $\epsilon$ $2 \times 10^{-6}$	A-B $1 \times 10^{-7}$	A $1 \times 10^{-4}$
LOCA	AF- $\alpha$ $1 \times 10^{-10}$	AB- $\delta$ $4 \times 10^{-11}$	AH- $\alpha$ $1 \times 10^{-8}$		AH- $\beta$ $3 \times 10^{-9}$	AHF- $\epsilon$ $1 \times 10^{-10}$	AH- $\epsilon$ $1 \times 10^{-6}$		
A	ACD- $\alpha$ $6 \times 10^{-11}$	AHF- $\gamma$ $2 \times 10^{-11}$	AF- $\delta$ $1 \times 10^{-8}$			ADF- $\epsilon$ $2 \times 10^{-10}$			
	AG- $\alpha$ $9 \times 10^{-11}$		AG- $\delta$ $9 \times 10^{-9}$						
Probabilidades	$2 \times 10^{-9}$	$1 \times 10^{-8}$	$1 \times 10^{-7}$	$1 \times 10^{-8}$	$4 \times 10^{-8}$	$3 \times 10^{-7}$	$3 \times 10^{-6}$	$1 \times 10^{-5}$	$1 \times 10^{-4}$
Pequeno	S <sub>1</sub> B- $\alpha$ $3 \times 10^{-11}$	S <sub>1</sub> B- $\gamma$ $4 \times 10^{-10}$	S <sub>1</sub> D- $\alpha$ $3 \times 10^{-8}$	S <sub>1</sub> CD- $\beta$ $1 \times 10^{-11}$	S <sub>1</sub> H- $\beta$ $5 \times 10^{-9}$	S <sub>1</sub> DF- $\epsilon$ $3 \times 10^{-10}$	S <sub>1</sub> D- $\epsilon$ $3 \times 10^{-6}$	S <sub>1</sub> $\beta$ $6 \times 10^{-7}$	S <sub>1</sub> $3 \times 10^{-4}$
LOCA	S <sub>1</sub> CD- $\alpha$ $7 \times 10^{-11}$	S <sub>1</sub> B- $\delta$ $1 \times 10^{-10}$	S <sub>1</sub> H- $\alpha$ $3 \times 10^{-8}$		S <sub>1</sub> D- $\beta$ $6 \times 10^{-9}$	S <sub>1</sub> B- $\epsilon$ $2 \times 10^{-9}$	S <sub>1</sub> H- $\epsilon$ $3 \times 10^{-6}$		
S <sub>1</sub>	S <sub>1</sub> F- $\alpha$ $3 \times 10^{-10}$	S <sub>1</sub> HF- $\gamma$ $6 \times 10^{-11}$	S <sub>1</sub> F- $\delta$ $3 \times 10^{-8}$			S <sub>1</sub> HF- $\epsilon$ $4 \times 10^{-10}$			
	S <sub>1</sub> G- $\alpha$ $3 \times 10^{-10}$		S <sub>1</sub> G- $\delta$ $3 \times 10^{-8}$						
Probabilidades	$3 \times 10^{-9}$	$2 \times 10^{-8}$	$2 \times 10^{-7}$	$3 \times 10^{-8}$	$8 \times 10^{-8}$	$6 \times 10^{-7}$	$6 \times 10^{-6}$	$3 \times 10^{-5}$	$3 \times 10^{-4}$
Pequeno	S <sub>2</sub> B- $\alpha$ $1 \times 10^{-10}$	S <sub>2</sub> B- $\gamma$ $1 \times 10^{-9}$	S <sub>2</sub> D- $\alpha$ $9 \times 10^{-8}$	S <sub>2</sub> DG- $\beta$ $1 \times 10^{-12}$	S <sub>2</sub> D- $\beta$ $2 \times 10^{-8}$	S <sub>2</sub> D- $\epsilon$ $8 \times 10^{-9}$	S <sub>2</sub> D- $\epsilon$ $9 \times 10^{-6}$		
LOCA	S <sub>2</sub> F- $\alpha$ $1 \times 10^{-9}$	S <sub>2</sub> HF- $\gamma$ $2 \times 10^{-10}$	S <sub>2</sub> H- $\alpha$ $6 \times 10^{-8}$		S <sub>2</sub> H- $\beta$ $1 \times 10^{-8}$	S <sub>2</sub> CD- $\epsilon$ $2 \times 10^{-8}$	S <sub>2</sub> H- $\epsilon$ $6 \times 10^{-6}$		
S <sub>2</sub>	S <sub>2</sub> CD- $\alpha$ $2 \times 10^{-10}$	S <sub>2</sub> B- $\delta$ $4 \times 10^{-10}$	S <sub>2</sub> F- $\delta$ $1 \times 10^{-7}$			S <sub>2</sub> HF- $\epsilon$ $1 \times 10^{-9}$			
	S <sub>2</sub> G- $\alpha$ $9 \times 10^{-10}$		S <sub>2</sub> C- $\delta$ $2 \times 10^{-8}$						
	S <sub>2</sub> C- $\alpha$ $2 \times 10^{-8}$		S <sub>2</sub> G- $\delta$ $9 \times 10^{-8}$						
Probabilidades	$1 \times 10^{-7}$	$3 \times 10^{-7}$	$3 \times 10^{-6}$	$3 \times 10^{-7}$	$3 \times 10^{-7}$	$2 \times 10^{-6}$	$2 \times 10^{-5}$		

... continua ...

Tabela II.5

Sequência de Acidentes Dominantes Versus Categorias de Liberação (continuação)

	Categorias de Liberação - (fusão do caroço)							Caroço não funde	
	1	2	3	4	5	6	7	8	9
Ruptura do vaso do reator	RC- $\alpha$ $2 \times 10^{-12}$	RC- $\gamma$ $3 \times 10^{-11}$ RF- $\delta$ $1 \times 10^{-11}$ RC- $\delta$ $1 \times 10^{-12}$	R - $\alpha$ $1 \times 10^{-9}$				R - $\epsilon$ $1 \times 10^{-7}$		
Probabilidades	$2 \times 10^{-11}$	$1 \times 10^{-10}$	$1 \times 10^{-9}$	$1 \times 10^{-10}$	$1 \times 10^{-9}$	$1 \times 10^{-8}$	$1 \times 10^{-7}$		
Falha no sistema de válvula		V $4 \times 10^{-6}$							
Probabilidades	$4 \times 10^{-7}$	$4 \times 10^{-6}$	$4 \times 10^{-7}$	$4 \times 10^{-8}$					
Evento Transiente	TMLB'- $\alpha$ $3 \times 10^{-8}$	TMLB'- $\gamma$ $7 \times 10^{-7}$ TMLB'- $\delta$ $2 \times 10^{-6}$	TML- $\alpha$ $6 \times 10^{-8}$ TKQ- $\alpha$ $3 \times 10^{-8}$ TKMQ- $\alpha$ $1 \times 10^{-8}$		TML- $\beta$ $3 \times 10^{-10}$ TKQ- $\beta$ $3 \times 10^{-10}$	TML'- $\epsilon$ $6 \times 10^{-7}$	TML- $\epsilon$ $6 \times 10^{-6}$ TKQ- $\epsilon$ $3 \times 10^{-6}$ TKMQ- $\epsilon$ $1 \times 10^{-6}$		
Probabilidades	$3 \times 10^{-7}$	$3 \times 10^{-6}$	$4 \times 10^{-7}$	$7 \times 10^{-8}$	$2 \times 10^{-7}$	$2 \times 10^{-6}$	$1 \times 10^{-5}$		
	( $\Sigma$ ) Somatório de todas as sequências de acidentes por categoria de liberação								
Média 50% valor	$9 \times 10^{-7}$	$8 \times 10^{-6}$	$4 \times 10^{-6}$	$5 \times 10^{-7}$	$7 \times 10^{-7}$	$6 \times 10^{-6}$	$4 \times 10^{-5}$	$4 \times 10^{-5}$	$4 \times 10^{-4}$
Limite inferior 5% valor	$9 \times 10^{-8}$	$8 \times 10^{-7}$	$6 \times 10^{-7}$	$9 \times 10^{-8}$	$2 \times 10^{-7}$	$2 \times 10^{-6}$	$1 \times 10^{-5}$	$4 \times 10^{-6}$	$4 \times 10^{-5}$
Limite superior 95% valor	$9 \times 10^{-6}$	$8 \times 10^{-5}$	$4 \times 10^{-5}$	$5 \times 10^{-6}$	$4 \times 10^{-6}$	$2 \times 10^{-5}$	$2 \times 10^{-4}$	$4 \times 10^{-4}$	$4 \times 10^{-3}$

Tabela II.6

Símbolos para a Sequência de Acidentes Dominantes em PWR

A	- Intermediário a grande LOCA.
B	- Falha na energia elétrica dos sistemas de segurança
B'	- Falha para recuperar a energia elétrica num período de 1,5 h. depois de um evento transiente de perda de potência na corrente alternada.
C	- Falha no sistema de injeção de "sprays" do prédio de contenção
D	- Falha no sistema de refrigeração de emergência do caroço (ECSS)
F	- Falha no sistema de recirculação de "sprays" da contenção
G	- Falha no sistema de remoção de calor da contenção
H	- Falha no sistema de recirculação do refrigerante de emergência do caroço
K	- Falha no sistema de proteção do reator
L	- Falha de válvulas auxiliares do sistema de vapor secundário e do sistema de alimentação de água.
M	- Falha de válvulas auxiliares do sistema de vapor secundário e do sistema de conversão de potência.
Q	- Falha de válvulas auxiliares do sistema primário de segurança
R	- Ruptura maciça do vaso do reator.
S <sub>1</sub>	- Um pequeno LOCA com ruptura num tubo de diâmetro equivalente a cerca de 2 a 6 polegadas.
S <sub>2</sub>	- Um pequeno LOCA com ruptura num tubo de diâmetro equivalente de 1/2 a 2 polegadas.
T	- Evento transiente
V	- Falha de válvula de segurança do sistema de injeção de baixa pressão
$\alpha$	- Ruptura da contenção devido à explosão de vapor no vaso do reator.
$\beta$	- Falha na contenção resultante de isolamento inadequado de aberturas e penetrações na contenção.
$\gamma$	- Falha na contenção devido à queima de hidrogênio
$\delta$	- Falha na contenção devido à sobrepressurização
$\epsilon$	- Fusão do caroço através do vaso de contenção

### 3 – INVENTÁRIO RADIOATIVO

Além dos mecanismos que possibilitam a liberação de radiação contida dentro do reator para a atmosfera, a quantidade de radioatividade liberada depende fundamentalmente do estoque de produtos de fissão acumulados no reator e existentes no momento do acidente.

Assim, torna-se necessário calcular este estoque inicial que será denominado de Inventário Radioativo. É necessário esclarecer que o inventário radioativo de interesse para o cálculo de distâncias de segurança do reator restringe-se somente aos produtos de fissão e seus descendentes. A contribuição dos demais produtos radioativos na dose sobre o corpo humano é desprezível quando comparada à dos P.F.

#### 3.1 – Quantidade de P.F. no Combustível

O cálculo da quantidade de P.F. no combustível pode ser efetuado através de programas de computação, ou por tabelas derivadas destes códigos, como as de Blomeke<sup>(4)</sup> e Todd ou por fórmulas mais simplificadas como a de Way e Wigner, admitindo em muitos casos a saturação de P.F. Isto porque, isótopos como os iodetos e gases nobres radioativos alcançam rapidamente o equilíbrio em um reator.

A fórmula de Way e Wigner é a seguinte:

$$q_i = \frac{3,2 \cdot 10^{16}}{3,7 \cdot 10^{10}} \cdot P(\text{th}) \cdot Y_i \cdot (1 - e^{-\lambda_i T_0}) \quad \text{Eq. 1}$$

onde,

$q_i$  = quantidade do isótopo de tipo i contido no reator.

$3,2 \cdot 10^{16}$  = número de fissões /MW.seg.

$3,7 \cdot 10^{10}$  = número de desintegrações/Ci.seg.

$P(\text{th})$  = nível de potência em que o reator está operando

$Y_i$  = fração do isótopo tipo i por fissão.

$\lambda_i$  = constante de decaimento do isótopo i.

$T_0$  = vida média radiológica do isótopo tipo i (seg.).

Se  $T_0 \gg T_r$ , temos  $e^{-\lambda_i T_0} \approx 0$ , e, então

$$q_i = 0,865 \cdot 10^6 \cdot P_0 \cdot \gamma_i \cdot C_i \quad \text{Eq. 2}$$

Esta expressão, não vale para isótopos de longa vida. A aproximação é adequada para iodetos mas inadequada para estrôncio.

A quantidade de material radioativo acumulada no reator depende de sua potência térmica de operação e do tempo de irradiação do combustível ( $T_0$ ). Para os P.F. com meias-vidas pequenas, suas atividades alcançam rapidamente o equilíbrio. Já outros, com meias vidas maiores, tem suas atividades crescendo com o tempo  $T_0$  de irradiação.

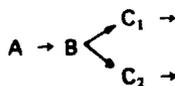
Vê-se portanto, que a atividade  $q_t$  deverá atingir mais de 95% do valor de saturação, dado pela Equação 2, após um tempo de irradiação igual ou superior a 3 vezes a meia-vida. Assim, no caso do Bário-140 e do Estrôncio-89, que possuem meia vidas de 12,8 dias e 54 dias, respectivamente, suas atividades se tornariam praticamente constantes após cerca de 2 meses (bário) e 6 meses (estrôncio) da irradiação. Já o Césio-144 ( $T_{1/2} = 282$  dias) terá a sua atividade crescente com o tempo de irradiação, segundo a função exponencial da Equação 1 durante a maior parte do tempo do ciclo do combustível. Quanto ao Césio-137 e Estrôncio-90 que tem meias vidas de 33 e 28 anos respectivamente, muito maiores que a duração do ciclo do combustível, a atividade destes isótopos nunca atingem o equilíbrio nos reatores de potência. Nestes casos, a atividade do radioisótopo cresce de modo aproximadamente linear com o tempo  $T_o$  de irradiação, e pode ser obtida pela seguinte fórmula derivada da expressão 1:

$$q_{T_o} = 0,865 \cdot 10^6 \cdot \gamma_i \cdot P_{th} \cdot \lambda_i \cdot T_o$$

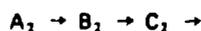
### 3.2 – Cadeia de Isótopos

No cálculo da quantidade de P.F. é importante considerar a cadeia de isótopos a que eles pertencem. Isto porque, um isótopo pode decair para outros isótopos que são também radioativos mas de diferentes intensidades e meia-vidas.

O programa ACRA-II, utilizado neste estudo, manipula somente cadeias retas de isótopos, como por exemplo  $A \rightarrow B \rightarrow C$ , etc. i.e, B é filho de A e C é filho de B, etc. Se ocorrer ramificações como por exemplo,



devemos então, separar a cadeia em duas, do seguinte modo:



e os isótopos  $A_1$ ,  $A_2$  etc, devem ter diferentes identificação, mesmo que representem o mesmo isótopo. O mesmo é verdade se um isótopo aparece em 2 cadeias diferentes. Na Tabela III.1 estão indicadas as principais cadeias de isótopos utilizados no programa, com suas ramificações, tempo de meia-vida e fração de produção por fissão. De um total de 300 radionuclídeos da biblioteca de dados do programa ACRA-II selecionamos os 48 produtos de fissão mais importantes e diretamente relacionados com o nosso trabalho.

A quantidade dos 48 isótopos utilizados neste estudo foi calculado a partir do trabalho de F.T. Binford e Norman C. Rasmussen que utilizou o programa de computação ORIGEN para um reator PWR de 3200 MW(th) com uma composição representativa dos PWRs. Assumiu-se que as três regiões do caroço operam em uma potência constante específica de 40 KW/kg de urânio. O inventário foi calculado para um caroço inicialmente carregado com 3,3% de urânio enriquecido quando as três regiões tem "burnups" médios de 880, 17600 e 26.400 MWd por tonelada métrica de urânio.

Os resultados em Ci/MW estão na Tabela III.2.

Tabela III.1

## Cadeia de Isótopos

Número de Massas	
83	$  \begin{array}{c}  67s \text{ Se} \\  0.30 \\  \downarrow \\  25m \text{ Se} \\  0.21  \end{array}  \begin{array}{c}  \nearrow \\  2.4h \text{ Br} \\  0.48 \\  \nwarrow \\  \text{Kr(estável)}  \end{array}  \begin{array}{c}  \nearrow \\  114m \text{ Kr} \\  0.48 \\  \downarrow \\  \text{Kr(estável)}  \end{array}  $
85	$  \begin{array}{c}  3.0m \text{ Br} \\  1.5 \\  \rightarrow \\  4.36h \text{ Kr} \\  1.5  \end{array}  \begin{array}{c}  \nearrow 80\% \\  \text{Rb(estável)} \\  \searrow 20\% \\  10.27 \text{ aKr} \\  0.3  \end{array}  $
87	$  \begin{array}{c}  55.6s \text{ Br} \\  \nearrow 2\% \\  \text{Kr} \\  \searrow \\  78m \text{ Kr} \\  2.7 \\  \rightarrow \\  6.2 \text{ } 10^{10} \text{ aRb} \\  2.7 \\  \rightarrow \\  \text{Sr(estável)}  \end{array}  $
88	$  \begin{array}{c}  15.5s \text{ Br} \\  2.9 \\  \rightarrow \\  2.77h \text{ Kr} \\  3.7 \\  \rightarrow \\  .17.8m \text{ Rb} \\  3.7 \\  \rightarrow \\  \text{estável Sr}  \end{array}  $
89	$  \begin{array}{c}  \text{Kr} \\  \nearrow \\  4.51s \text{ Br} \\  \rightarrow \\  3.18m \text{ Kr} \\  \rightarrow \\  15.4m \text{ Rb} \\  \rightarrow \\  54d \text{ Sr} \\  \rightarrow \\  \text{Y(estável)}  \end{array}  $
90	$  \begin{array}{c}  33s \text{ Kr} \\  5.2 \\  \rightarrow \\  2.74m \text{ Rb} \\  5.9 \\  \rightarrow \\  28a \text{ Sr} \\  5.9 \\  \rightarrow \\  64.5 \text{ Y} \\  5.9 \\  \rightarrow \\  \text{Zr(estável)}  \end{array}  $
91	$  \begin{array}{c}  9.7h \text{ Sr} \\  \nearrow 40\% \\  51m \text{ Y} \\  2.4 \\  \searrow 60\% \\  58d \text{ Y} \\  5.9 \\  \text{Zr(estável)}  \end{array}  $

... Segue na outra página

Número de Massa	
95	$\text{Kr} \rightarrow \text{Rb} \rightarrow \underset{6.4}{10.5\text{mY}} \rightarrow \underset{6.4}{63\text{d Zr}} \begin{cases} \xrightarrow{1\%} \underset{0.06}{90\text{h Nb}} \\ \xrightarrow{99\%} \underset{6.4}{35\text{d Nb}} \rightarrow \text{MO} \end{cases}$
97	$\text{Kr} \rightarrow \text{Rb} \rightarrow \text{Sr} \rightarrow \underset{4.8}{\text{Y}} \rightarrow \underset{6.2}{17.\text{h Zr}} \rightarrow \underset{6.2}{60\text{s Nd}} \rightarrow \text{MO}$
99	$\underset{6.1}{67\text{h MO}} \begin{cases} \xrightarrow{10\%} \underset{0.6}{6.04\text{h Tc}} \\ \xrightarrow{90\%} \underset{6.1}{2.12 \cdot 10^5 \text{a Tc}} \rightarrow \text{Ru (estável)} \end{cases}$
103	$\underset{2.9}{41\text{d Ru}} \begin{cases} \xrightarrow{95\%} \underset{2.9}{54\text{m Rh}} \\ \xrightarrow{25\%} \text{estável Rh} \end{cases}$
105	$\text{Tc} \rightarrow \underset{0.9}{4.5\text{h Ru}} \rightarrow \underset{0.9}{45\text{s Rh}} \rightarrow \underset{0.9}{35.5\text{h Rh}} \rightarrow \text{Pd}$
106	$\underset{0.38}{1.0\text{a Ru}} \rightarrow \underset{0.38}{30\text{s Rh}} \rightarrow \text{Pd (estável)}$
131	$\underset{2.7}{21.0\text{m Sb}} \begin{cases} \xrightarrow{\sim 15\%} \underset{0.44}{30\text{h Te}} \\ \xrightarrow{\sim 85\%} \underset{2.9}{24.8\text{m Te}} \end{cases}$ $\underset{2.9}{24.8\text{m Te}} \rightarrow \underset{2.9}{8.05\text{d I}} \begin{cases} \xrightarrow{1\%} \underset{0.03}{12\text{d Xe}} \\ \xrightarrow{99\%} \text{Xe (estável)} \end{cases}$
132	$\underset{3.4}{1.9\text{m Sb}} \rightarrow \underset{4.4}{77\text{h Te}} \rightarrow \underset{4.4}{2.4\text{h I}} \rightarrow \text{Cs (estável)}$

Número de Massa	
133	
134	<p>45s Sb → 44m Te → 52.5m I → Xe (estável)</p> <p>3.0            6.7            7.6</p> <p>3.2h Cs → 20a Cs → Ba (estável)</p>
135	
136	<p>13d Cd → Ba(estável)</p> <p>0.006</p>
137	
138	<p>5.9s I → 17m Xe → 32m Cs → Ba(estável)</p> <p>3.4            5.5            5.8</p>
140	<p>Xe → Cs → 12.8d Ba → 40.2h La → Ce(estável)</p> <p>6.3            6.3</p>
141	<p>1.7s Xe → Cs → 18m Ba → 3.7h La → 32d Ce → Pr(estável)</p> <p>1.8            4.7            5.9            6.0            6.0</p>



continuação

Isótopo	$T_{1/2}$	$\lambda(\text{min.}^{-1})$	$Y_i(\text{átomos/fissão})$	$\delta_i(\text{rem}/\mu\text{Ci})$	Ci/MW
I-132	2.4h	$5.02 \cdot 10^{-3}$	4.4	0.054	$3.96 \cdot 10^4$
I-133	20.8h	$5.53 \cdot 10^{-4}$	6.5	0.399	$1.75 \cdot 10^3$
Xe-133m	2.3d	$2.09 \cdot 10^{-4}$	0.16	—	$1.40 \cdot 10^3$
Xe-133	5.3d	$9.08 \cdot 10^{-5}$	6.5	—	$5.68 \cdot 10^4$
I-133B	20.8d	$5.53 \cdot 10^{-4}$	6.5	0.399	$5.65 \cdot 10^4$
Xe-133B	5.3d	$9.08 \cdot 10^{-5}$	6.5	—	$5.65 \cdot 10^4$
I-134	52.5m	$1.31 \cdot 10^{-2}$	7.6	0.025	$6.58 \cdot 10^4$
I-135	6.68h	$1.72 \cdot 10^{-3}$	5.9	0.123	$1.54 \cdot 10^4$
Xe-135m	15.6m	$4.33 \cdot 10^{-2}$	1.8	—	$1.54 \cdot 10^4$
Xe-135	9.13h	$1.27 \cdot 10^{-3}$	6.2	—	$3.60 \cdot 10^4$
I-135B	6.68h	$1.72 \cdot 10^{-3}$	5.9	0.123	$3.60 \cdot 10^4$
Xe-135B	9.13h	$1.27 \cdot 10^{-3}$	6.2	—	$3.60 \cdot 10^4$
Xe-137	3.9m	$1.80 \cdot 10^{-1}$	5.9	—	$4.96 \cdot 10^4$
Xe-138	14m	$4.95 \cdot 10^{-2}$	5.5	—	$5.06 \cdot 10^4$
Ru-103	41d	$1.21 \cdot 10^{-3}$	2.9	—	$4.06 \cdot 10^4$
Rh-103	54m	$1.21 \cdot 10^{-2}$	2.9	—	$4.06 \cdot 10^4$
Te-132	77h	$1.48 \cdot 10^{-4}$	4.4	—	$3.76 \cdot 10^4$
Sr-91	9.7h	$1.19 \cdot 10^{-3}$	5.9	—	$3.90 \cdot 10^4$
Zr-95	63d	$7.62 \cdot 10^{-6}$	6.4	—	$4.80 \cdot 10^4$
Nb-95	35d	$1.37 \cdot 10^{-5}$	6.4	—	$4.80 \cdot 10^4$
Zr-97	17h	$6.78 \cdot 10^{-4}$	6.2	—	$4.80 \cdot 10^4$
MO-99	67h	$1.73 \cdot 10^{-4}$	6.1	—	$4.31 \cdot 10^4$
MO-99B	67h	$1.73 \cdot 10^{-4}$	6.1	—	$4.80 \cdot 10^{+3}$
Tc-99m	6.04h	$1.91 \cdot 10^{-3}$	0.6	—	$4.20 \cdot 10^4$
Te-131	24.8m	$2.79 \cdot 10^{-2}$	2.9	$10^{-3}$	$2.56 \cdot 10^4$
Te-131m	30h	$3.85 \cdot 10^{-2}$	0.44	$10^{-3}$	$4.61 \cdot 10^3$
Ce-136	13d	$3.70 \cdot 10^{-5}$	0.006	—	$1.84 \cdot 10^3$
Ba-140	12.8d	$3.76 \cdot 10^{-5}$	6.3	—	$4.80 \cdot 10^4$
La-140	40.2h	$2.87 \cdot 10^{-4}$	6.3	—	$4.80 \cdot 10^4$
Ce-141	32d	$1.51 \cdot 10^{-5}$	6.0	—	$4.80 \cdot 10^4$
Ce-143	32h	$3.61 \cdot 10^{-4}$	6.2	—	$4.60 \cdot 10^4$
Ce-144	290d	$1.65 \cdot 10^{-6}$	6.0	—	$3.30 \cdot 10^4$
Nd-147	11.3d	$4.26 \cdot 10^{-5}$	2.6	—	$1.80 \cdot 10^4$
Pm-149	54h	$2.14 \cdot 10^{-4}$	1.3	—	$1.20 \cdot 10^4$
Ru-105	4.5h	$2.57 \cdot 10^{-3}$	0.6	—	$1.73 \cdot 10^4$
Ce-134	3.2h	$6.40 \cdot 10^{-7}$	—	—	$5.00 \cdot 10^3$
Rh-105	36.5h	$3.18 \cdot 10^{-4}$	0.9	—	$1.74 \cdot 10^4$
Ba-137m	2.6m	$2.66 \cdot 10^{-1}$	5.4	—	$4.67 \cdot 10^4$

## 4 – DIFUSÃO ATMOSFÉRICA

### 4.1 – Histórico

Adolph Fick, fisiologista alemão, publicou um relatório em 1885, Ann. Physik Chem., (2) 94:59-86, "Über Diffusion", no qual estabeleceu o princípio matemático da teoria de difusão de gases na atmosfera. No caso unidimensional tem a forma da equação clássica da condução:

$$\frac{d\bar{q}}{dt} = K \frac{\partial \bar{q}}{\partial x}$$

onde K é o coeficiente de difusividade turbulenta na atmosfera e  $\bar{q}$  refere-se ao valor médio de uma propriedade de gás por unidade de massa.

No caso mais geral da difusão em 3 dimensões, em que os coeficientes de difusão, que não são necessariamente iguais, podem variar com as 3 coordenadas espaciais é:

$$\frac{dq}{dt} = \frac{\partial}{\partial x} \left( K_x \frac{\partial q}{\partial x} \right) + \frac{\partial}{\partial y} \left( K_y \frac{\partial q}{\partial y} \right) + \frac{\partial}{\partial z} \left( K_z \frac{\partial q}{\partial z} \right)$$

O problema da difusão atmosférica, reduzido à resolução das equações anteriores e frequentemente denominada como teoria K. Se  $K_x$ ,  $K_y$ , e  $K_z$  são constantes, a difusão é chamada Fickiana. Na prática os valores de K são determinados experimentalmente. A teoria K normalmente é utilizada para o estudo de evaporação e condução de calor na superfície da terra.

Em princípios da década de 1920, o cientista britânico G. I. Taylor<sup>(10)</sup> introduziu o conceito de difusão por movimento contínuo, o qual sugere que a posição final de uma partícula em um meio turbulento poderia ser determinado do conhecimento das velocidades de turbulência atuando sobre a mesma durante o seu percurso da origem a um ponto de destino. É denominada de teoria estatística de difusão. Para o caso de partícula de uma nuvem de fumaça, a concentração pode ser prevista pela propagação da turbulência atmosférica segundo as equações de Taylor. As equações de difusão de O. G. Sutton, de grande utilidade, resultaram da teoria de Taylor.

Sutton<sup>(41)</sup> em 1932, baseado na teoria de Taylor, utilizou a distribuição Gaussiana no modelo de difusão contínua o que também foi usado por Frenkiel<sup>(16)</sup> (1953) e muitos outros. Experiências sobre difusão feitas por Hay e Pasquill<sup>(22)</sup> (1957), Cramer<sup>(12)</sup> Record e Vaughan (1958), e Barad<sup>(1)</sup> e Haugen (1959) mostraram que a fórmula Gaussiana tem grande aplicação prática com resultados satisfatórios.

### 4.2 – Hipóteses Fundamentais

No cálculo da dose de radiação sobre o homem, em função da distância ao centro da liberação diversas hipóteses foram adotadas. A adoção dessas hipóteses foi necessária dado a complexidade do problema e a limitação prática própria do programa de computação disponível, o ACRA-II.

As hipóteses são as seguintes:

- 1) O material radioativo é suposto disperso numa nuvem cuja distribuição de densidade é assumida ser Gaussiana.
- 2) O receptor (indivíduo padrão) permanece na trajetória da nuvem radioativa, durante todo o tempo de exposição.

- 3) Não há mudanças na direção do vento durante todo o tempo de exposição.
- 4) É válido o modelo desenvolvido por Pasquill para a estimativa dos parâmetros de dispersão.
- 5) O material radioativo é suposto escapar para a atmosfera numa taxa constante.
- 6) Considerou-se a deposição de partículas da nuvem por queda livre e impactação de partículas de acordo com o modelo desenvolvido por Chamberlain<sup>(19)</sup>. Não foi considerada a deposição por efeito de chuvas.
- 7) O decaimento de partículas radioativas é considerado desde o momento do acidente até a duração da liberação.
- 8) Os dados meteorológicos utilizados constam de medidas "in loco" por 4 torres meteorológicas no período de 1/12/73 a 30/11/74. Estes dados constam de estabilidade atmosférica e velocidade do vento, com respectivas frequências de ocorrência. Devido às irregularidades do terreno em Angra, utilizou-se os dados meteorológicos obtidos na torre D, conforme orientação dos Drs. Alfred Kraut e Heinn Bonnemberg do IRS (Institute for Reactor Safety) Alemanha Ocidental, por ocasião do Seminário Brasil-Alemanha sobre Licenciamento de Centrais Nucleares realizado no Rio de Janeiro em Novembro de 1974.

#### 4.3 – A Equação Fundamental da Difusão Atmosférica

A equação fundamental para o estudo da dispersão de poluentes radioativos na atmosfera é a equação desenvolvida por Sutton<sup>(39)</sup>:

$$\chi(x,y,z) = \frac{Q}{(2\pi)^{3/2} u \sigma_x \sigma_y \sigma_z} \exp - \left[ \frac{(x-x_0)^2}{2\sigma_x^2} + \frac{(y-y_0)^2}{2\sigma_y^2} + \frac{(z-z_0)^2}{2\sigma_z^2} \right]$$

onde,

$\chi(x,y,z)$  = concentração de radioatividade (Ci/m<sup>3</sup>) em (x,y,z).

$(x_0, y_0, z_0)$  = coordenadas de uma unidade de material radioativo que é liberada do prédio do reator durante o tempo  $\tau$ .

$$x_0 = x_r + u\tau$$

$$y_0 = y_r$$

$$z_0 = h_s - h$$

$h$  = altura do receptor acima do solo.

$h_s$  = altura efetiva da chaminé de emissão do prédio do reator.

$Q$  = intensidade da fonte (Ci/min).

$u$  = velocidade do vento (m/min).

$\sigma_x, \sigma_y, \sigma_z$  = parâmetros de dispersão.

O comportamento da difusão de uma nuvem radioativa para liberações contínuas acima do nível do solo está mostrado esquematicamente na Figura 4.1. A concentração é basicamente zero próximo à base da chaminé, sobe rapidamente para um valor pico e depois decresce regularmente.

Passaremos a descrever agora cada um dos termos da equação.

#### 4.4 – Descrição dos Parâmetros

##### 4.4.1 – Intensidade da Fonte Q

A intensidade da fonte define a taxa de liberação de radioisótopos do prédio do reator, em Ci/min, para a atmosfera. Ele depende da quantidade de P.F. no momento do acidente, do tipo de radioisótopo considerado, de suas propriedades físico-químicas, e leva em conta os efeitos de deposição de partículas da nuvem radioativa no solo, de acordo com modificações propostas por Chamberlain<sup>(9)</sup>.

##### 4.4.2 – Parâmetros de Dispersão

Para se fazer uma estimativa da difusão atmosférica é necessário conhecer os parâmetros de dispersão para uma dada condição meteorológica. Os parâmetros de dispersão variam com a distância às fontes de emissão, com o estado físico da atmosfera e com a altitude.

Sutton<sup>(41)</sup>, em 1932, fez uma estimativa dos parâmetros de dispersão em função do gradiente vertical da velocidade do vento, condições do terreno e variações súbitas na velocidade do vento, obtendo as seguintes relações:

$$\sigma_y = \frac{1}{\sqrt{2}} C_y x^{2-n/2}$$

$$\sigma_z = \frac{1}{\sqrt{2}} C_z x^{2-n/2}$$

onde,

$n$  = parâmetro de estabilidade que pode ser determinado pela relação,

$$\frac{u_1}{u_2} = \left( \frac{z_1}{z_2} \right)^{\frac{n}{2-n}}$$

onde, os índices 1 e 2 se referem a duas alturas.

Este método tem fornecido boas previsões de difusão atmosférica para vários quilômetros da fonte para condições neutras ou instáveis.

Para estender a aplicabilidade do esquema proposto por Sutton, tentou-se introduzir os parâmetros  $n_y$  e  $n_z$  para cada direção; Schmidt, 1960 e Leonard<sup>(25)</sup>, 1957, e Barad<sup>(11)</sup> e Hauken, 1959.

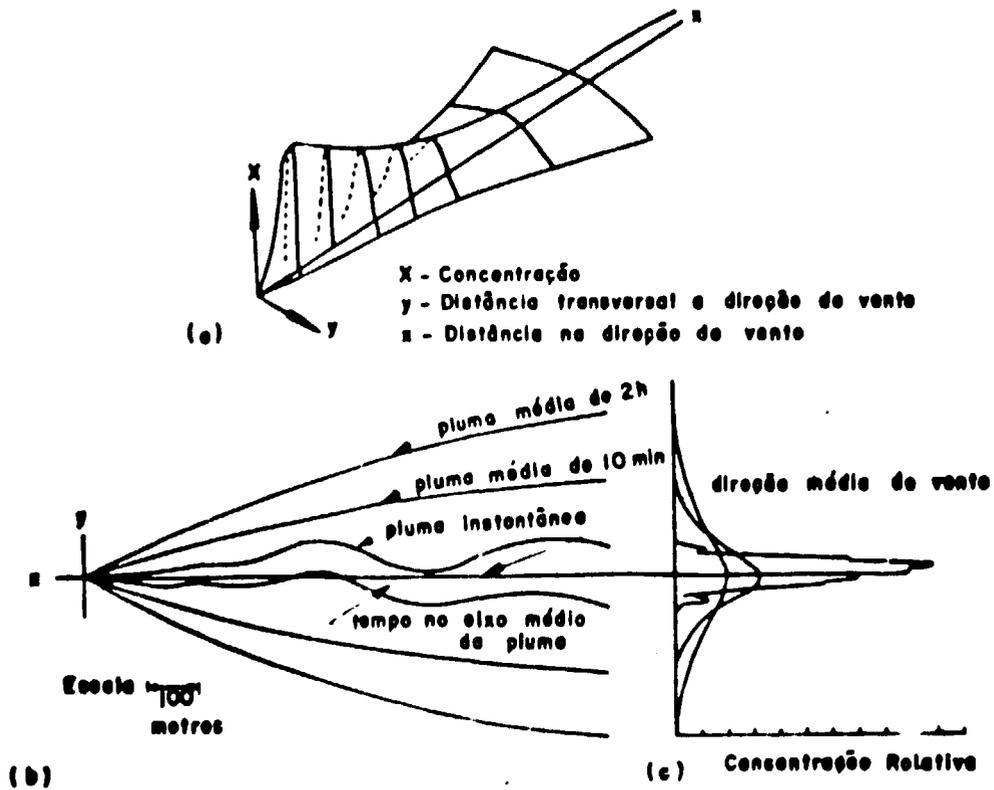


Figura 4.1 - (a) Concentração no solo proveniente de uma fonte elevada.  
(b) Traçados de plumas observadas instantaneamente, e de plumas depois de 10 min. e 2h.  
(c) Modelos correspondentes de distribuição.

Outros métodos foram desenvolvidos para estimar os parâmetros de dispersão, cujos proponentes foram: Bosanquet<sup>(15)</sup> e Pasquill<sup>(21)</sup> (1959) e Pasquill<sup>(33)</sup> - Gifford (1961).

Pasquill, baseando-se em dados experimentais e guiado por considerações teóricas sugeriu um esquema prático para estimar os parâmetros de difusão atmosférica e que tem hoje larga aplicação.

Baseia-se nas medidas das flutuações da direção horizontal e vertical do vento, associando-se a estas medidas as condições de estabilidade atmosférica. Pasquill<sup>(31)</sup> definiu seis condições de estabilidade atmosférica em função da radiação solar (Figura 4.2), velocidade do vento e cobertura de nuvens, conforme Tabelas IV.1 e IV.2.

As 6 condições de estabilidade variam de A (muito estável) a F (moderadamente estável). Na Tabela IV.3 temos a variação dos desvios padrão em função das condições de estabilidade.

A partir destes dados, Pasquill construiu curvas dos parâmetros de dispersão em função da distância e das condições de estabilidade. Deste modo, os parâmetros de dispersão podem ser estimados facilmente dos gráficos mostrados nas Figuras 4.3 e 4.4.

Para a utilização desses gráficos basta determinar a condição de estabilidade atmosférica, o que pode ser feito na prática com a ajuda de apenas um anemômetro eletrônico de resposta rápida e um catavento no local proposto.

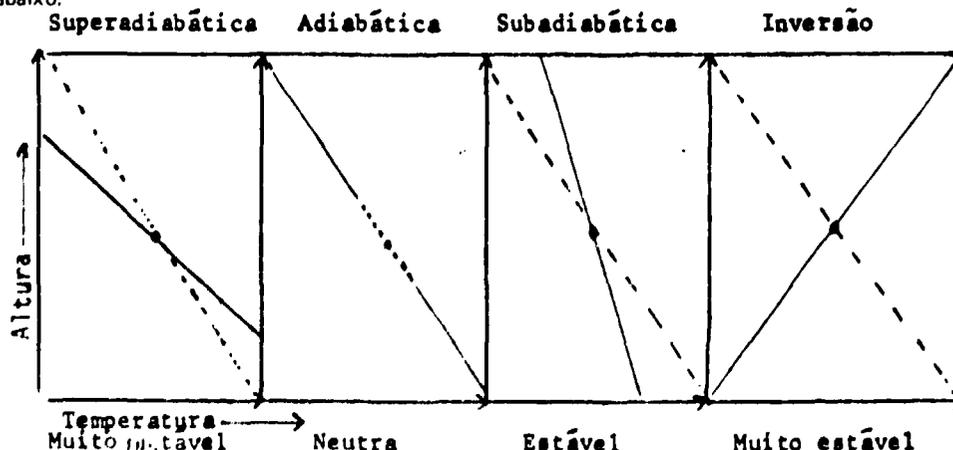
O método é entretanto, limitado para condições homogêneas estacionárias, como todas as aplicações do teorema de Taylor.

#### 4.4.3 – Estabilidade Atmosférica

A atmosfera é dita estável, instável ou neutra de acordo com o perfil da temperatura com a altura. Normalmente, a temperatura do ar decresce com a altitude. Quando este decréscimo for de  $-5.4^{\circ}\text{F}/1000$  pés (ou  $1^{\circ}\text{C}/100$  m) denomina-se taxa de queda adiabática e corresponde a uma situação em que as variáveis termodinâmicas da atmosfera sofre mudanças, adiabaticamente.

A taxa de queda adiabática acontece quando uma parcela de ar se desloca para cima e expande-se vagarosamente para uma zona de menor pressão sem troca de calor. As condições de estabilidade atmosférica são definidas, então, em função da taxa de queda adiabática.

Passaremos agora a explicar cada uma das condições de estabilidade com auxílio do gráfico abaixo.



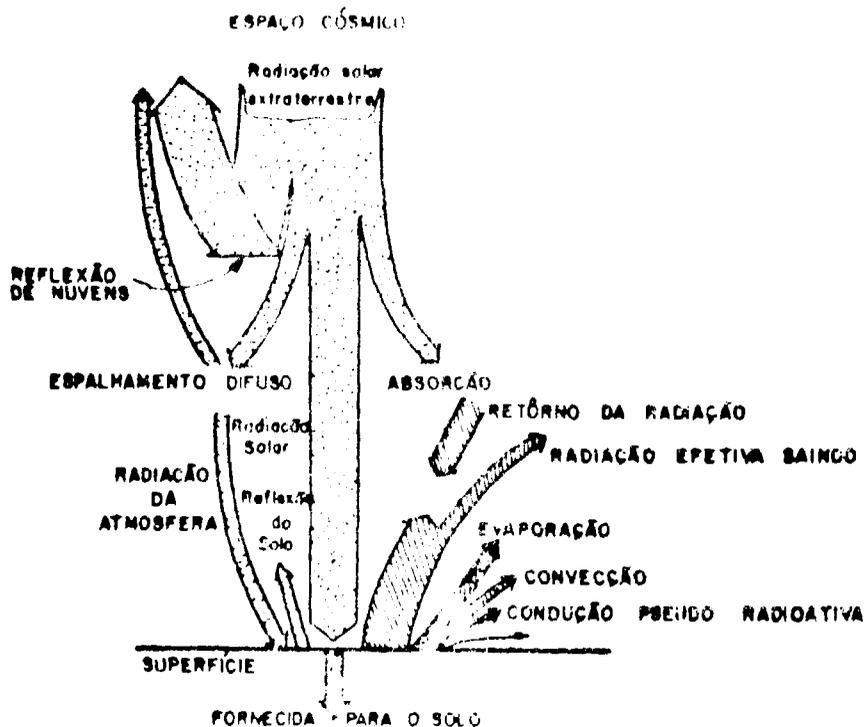


Figura 4.2 -- Balanço de Energia na Terra num Dia de Verão. A Largura das Flechas é Proporcional à Quantidade de Energia.

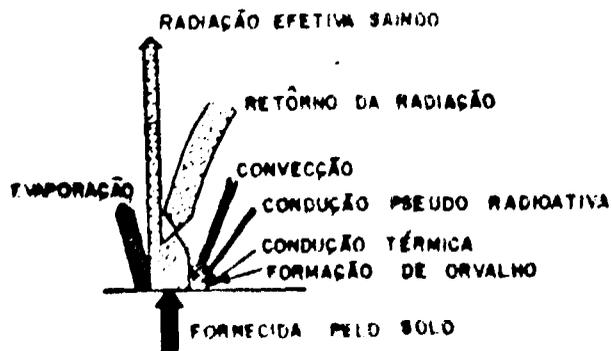


Figura 4.2.A Balanço de Energia à Noite. Mesma Escala que a Figura 4.2

Tabela IV.1

## Categorias de Estabilidade Atmosférica

Velocidade do vento (m/s)	DIA			NOITE	
	Radiação Solar			Cobertura de Nuvem	
	Forte	Moderada	Fraca	$\geq 1/2$ nuvens baixas	$< 3/8$ Nuvens
< 2	A	A - B	B	-	-
2-3	A-B	B	C	E	F
3-5	B	B - C	C	D	E
5-6	C	C - D	D	D	D
> 6	C	D	D	D	D

Tabela IV.2

## Altitude Solar e Insolação

Altitude Solar	Céu Claro	Céu Nublado (*)	
		Nuvens intermediárias	Nuvens baixas
Insolação			
> 60°	Forte	Moderada	Fraca
35°-60°	Moderada	Fraca	Fraca
15°-35°	Fraca	Fraca	Fraca

(\*) Cobertura de nuvem maior ou igual a 5/8

Tabela IV.3

## Condições de Estabilidade

Estabilidade	$\sigma_\theta$ (variança angular)
A = muito estável	25°
B = moderadamente instável	20°
C = levemente instável	15°
D = neutra	10°
E = levemente estável	5°
F = moderadamente estável	2,5°

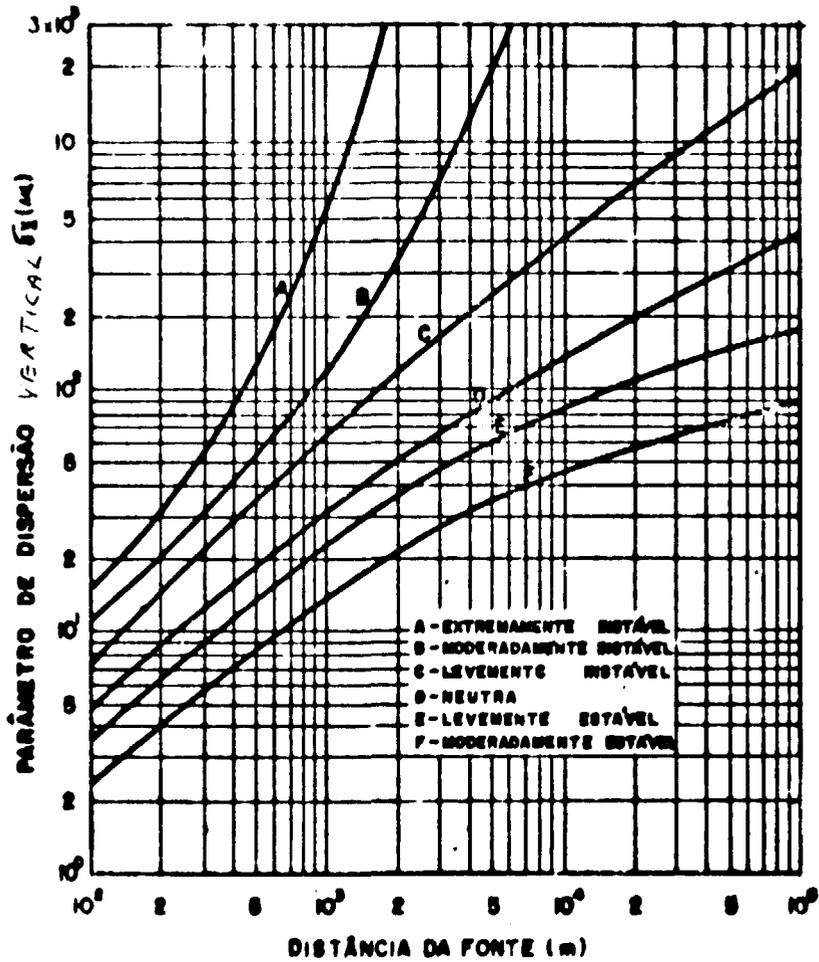


Figura 4.3 - Parâmetro de Dispersão Vertical Versus Distância da Fonte

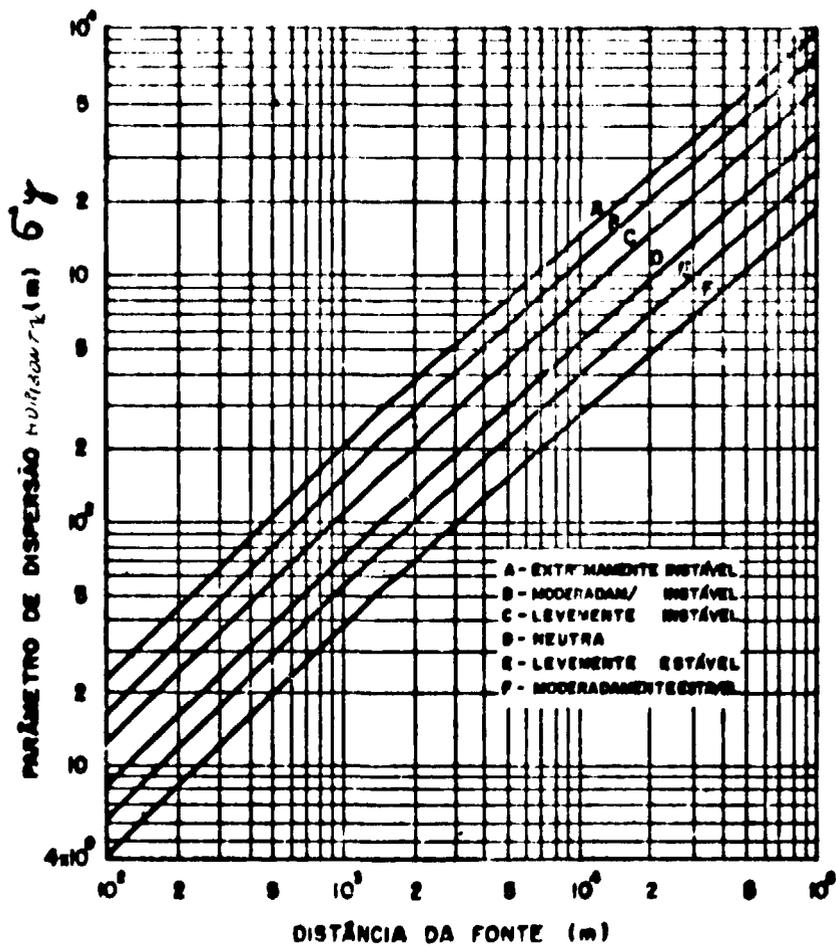


Figura 4.4 - Parâmetro de Dispersão Horizontal Versus Distância da Fonte (m)

As linhas pontilhadas representam a taxa de queda adiabática, e as linhas cheias representam a taxa de queda ambiental. Na ordenada temos a altura e na abscissa a temperatura.

No primeiro quadro está representada a taxa de queda superadiabática, ou muito estável, em que uma camada de ar ascendente estando mais quente que o meio ambiente, tende a ser acelerada para cima criando condições de turbulência. Temos então um equilíbrio instável.

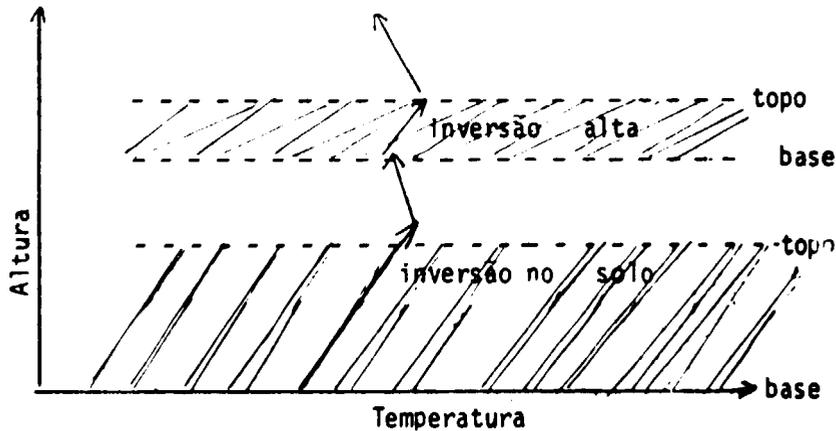
No segundo quadro temos a condição de estabilidade neutra, em que a taxa de queda da temperatura coincide com a taxa de queda adiabática, i.e., uma parcela de ar se desloca para cima e expande-se vagarosamente para uma zona de menor pressão sem troca de calor.

No terceiro quadro está representada a condição estável ou subdiabática. Acontece, quando a taxa de queda ambiental é menor do que a taxa de queda adiabática, ou seja, uma parcela de ar ascendente está mais fria e mais densa que o ar ambiente e tende a retornar ao ponto inicial. Temos então, o equilíbrio estável.

No último quadro está representada uma condição muito estável e é conhecida como inversão térmica. Isto se dá quando a temperatura aumenta com a altitude.

Na inversão térmica, o deslocamento de um volume de ar resultará em uma mudança de densidade que tende a repor o volume de ar na sua altura original, e a atmosfera é denominada estável.

Uma inversão é caracterizada pela altura de sua base e topo, e pelo aumento da temperatura com a altura, conforme figura abaixo.



A inversão térmica age como um tampão, impedindo o espalhamento de poluentes na direção vertical. Consequentemente, a dispersão de poluentes torna-se mínima, ao contrário do que acontece na atmosfera instável.

A inversão térmica pode ter várias origens.

Uma mudança na direção do vento pode trazer uma massa de ar com temperatura maior que a do ambiente, causando assim uma inversão térmica. Abaixamento de massas de ar em sistemas de alta pressão podem formar inversões de subsidência. Este tipo de inversão, normalmente, não ficam baseadas no solo. Certas combinações de ventos hemisféricos, correntes oceânicas e relações continente-oceano

podem resultar em persistentes inversões de temperatura, como aconteceu na cidade de Los Angeles (EUA).

Outro tipo comum de inversão térmica é a de superfície, causada pela radiação noturna da terra. Está associada com noites claras e ventos leves. As camadas de ar próximas à superfície da terra esfriam-se mais rapidamente do que as camadas mais elevadas ocasionando assim uma inversão térmica. Se há suficiente cobertura de nuvens, o calor é reirradiado para a terra, e o resfriamento pode ser pequeno, não causando inversões. Portanto, elas se formam em noites claras; ocorrem frequentemente nos meses de inverno e são as mais persistentes.

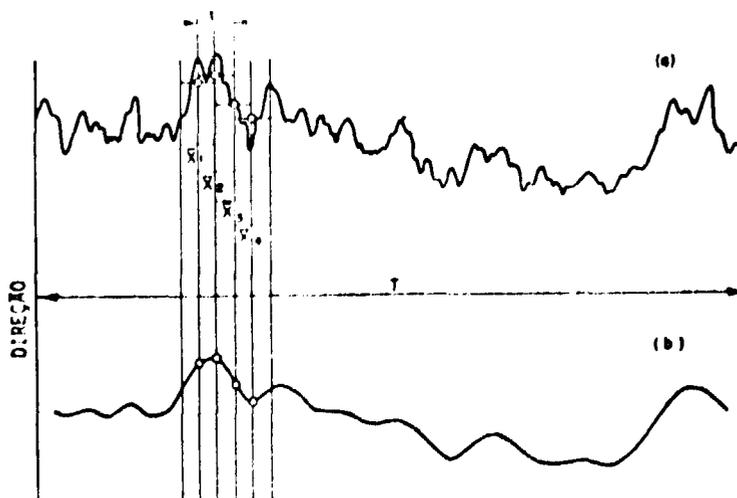
As condições estáveis predominam à noite, e as condições instáveis são mais frequentes durante o dia. Isto pode ser verificado pelo balanço de radiação incidente sobre a Terra conforme mostrado na Figura 4.2. Durante o dia, o impacto da radiação solar sobre a Terra provoca condições de turbulência na atmosfera. À noite, o calor é reirradiado em parte pela Terra e não ocorre grandes diferenças de temperatura. Dependendo da cobertura de nuvens, ou não, teremos atmosfera estável, neutra, ou muito estável.

Pode-se determinar, então, as condições de estabilidade atmosférica de duas maneiras:

- 1) Pelo conhecimento da estrutura vertical da temperatura no local.
- 2) Pelos desvios padrão da direção horizontal e vertical do vento.

Para o primeiro caso, utiliza-se uma torre meteorológica e medem-se as temperaturas em diferentes alturas da torre. Aos valores assim obtidos associam-se as categorias de estabilidade atmosférica. Este método foi utilizado na Torre A, na Central Nuclear Angra dos Reis e os valores obtidos estão na Tabela IV.4.

Para o segundo caso, utiliza-se um anemômetro eletrônico de resposta rápida e um catavento e medem-se os desvios-padrão da direção horizontal e vertical do vento e a estes valores associam-se as categorias de estabilidade atmosférica. O tempo de medida é geralmente de 15 minutos (sampling time) e os resultados podem ser obtidos a cada segundo (averaging time) conforme Figura 4.5. Determina-se, então, um espectro da variação da direção do vento durante um regime particular de condições meteorológicas.



**Figura 4.5** - Medida instantânea da direção do vento (a) e média derivada (b).  $t$  representa para cada segundo e  $T$  o tempo de amostragem.

Tabela IV.4

Classificação de Estabilidade Baseada em Diferenças de Temperatura (Torre A) – (FSAR\*)

Estabilidade	Gradiente Vertical ( $\Delta T$ ) ( $^{\circ}F/1000$ pés)	Tipo de Turbulência
A -- Muito instável	$\Delta T < -10.4$	Atmosfera
B -- Moderadamente instável	$10.4 \leq \Delta T < -9.3$	Altamente
C -- Levemente instável	$-9.3 < \Delta T < -8.2$	Turbulenta
D – Neutra	$-8.2 \leq \Delta T < -2.7$	Atmosfera moderadamente Turbulenta
E – Levemente estável	$-2.7 \leq \Delta T < 8.2$	Atmosfera de
F -- Moderadamente estável	$8.2 \leq \Delta T < 22$	Baixa
G – Muito estável	$22 < \Delta T$	Turbulência

\* Final Safety Analysis Report

#### 4.4.4 – Velocidade do Vento

A velocidade e direção do vento são fatores muito importantes para o estudo da difusão atmosférica, pois influem diretamente na estrutura de turbulência da atmosfera em relação com a variação da temperatura com a altura.

A velocidade e direção do vento nas primeiras centenas de metros, acima da superfície da terra, são governadas primariamente por 3 (três) forças:

- 1) Forças devido ao gradiente de pressão horizontal.
- 2) Forças de Coriolis devido a rotação da Terra.
- 3) Forças de fricção devido a proximidade com a superfície da terra.

O vento resultante do gradiente de pressão e das forças de Coriolis é denominado vento Geostrófico. Seu fluxo é paralelo às isobáras da atmosfera terrestre. Próximo à superfície, entretanto, surge uma terceira força, devido a fricção com a superfície. As massas de ar próximo à superfície comportam-se como um fluido em escoamento. O gradiente da velocidade do vento aumenta com a altura, sendo que na superfície é praticamente zero.

A turbulência atmosférica que dispersa os poluentes introduzidos dentro dela, depende de 3 fatores:

- 1) Efeitos mecânicos de objetos obstruindo o fluxo de ar, a saber, rugosidade da superfície da terra.
- 2) Gradiente vertical da velocidade do vento.

### 3) Estrutura vertical da temperatura na atmosfera.

Quando o solo é plano em uma determinada área, o fluxo de ar tenderá a ser plano. Quando o solo é rugoso ou com muitos obstáculos, tais como, árvores, prédios, etc., o fluxo de ar tende a ser turbulento devido as irregularidades da superfície. A turbulência que daí é tanto maior quanto for a velocidade do vento.

#### 4.4.5 – Altura Efetiva das Emissões

A altura efetiva, por definição, é a altura real da chaminé mais a altura que a nuvem alcança devido à energia sensível de liberação, conforme ilustrado na Figura 4.6.

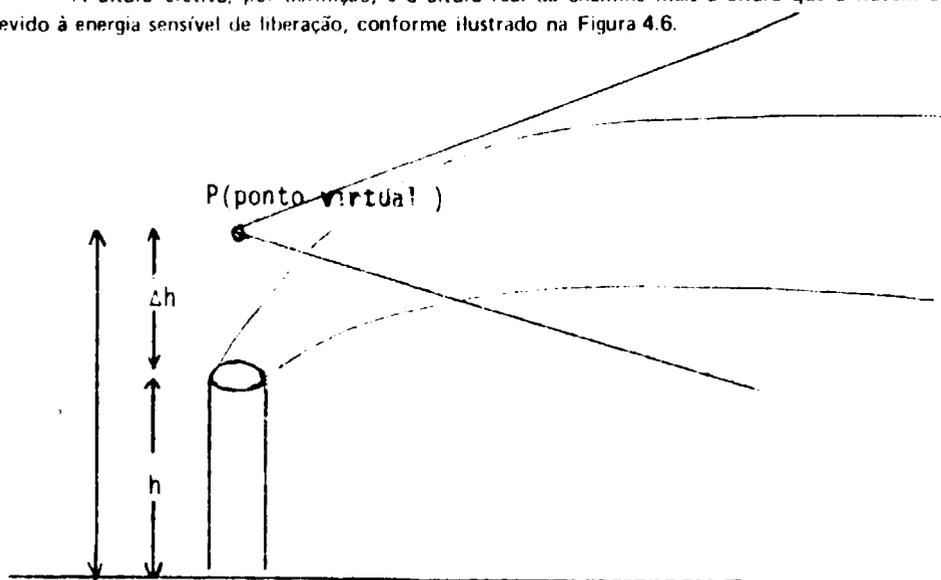


Figura 4.6 – Altura efetiva das emissões.

A altura efetiva é um fator muito importante na determinação da concentração de poluição no nível do solo. Existem muitas fórmulas empíricas e semi-empíricas para o cálculo da altura efetiva, mas muitas delas não têm validade geral.

Dentre elas, podemos destacar as de Bosanquet<sup>(8)</sup>, Carey e Halton; Holland<sup>(23)</sup>; Briggs<sup>(7)</sup>; Lucas<sup>(27)</sup>, Moore e Spurr; Thomas<sup>(44)</sup>; Sutton<sup>(40)</sup>; Priestley<sup>(34)</sup> e Scorer.

As equações de difusão trata apenas de plumas no sentido horizontal. Supõe-se assim, que a pluma origina-se num ponto chamado de ponto virtual. Próximo à origem há uma grande diferença entre a origem virtual e a nuvem real. Explica-se deste modo a não validade das equações para distâncias muito próximas da origem ( $\leq 100$  m).

Como a determinação da concentração é feita em pontos mais distantes da origem, o ponto virtual pode ser desprezado principalmente em condições atmosféricas instáveis.

Recentemente, uma nova técnica para o cálculo da altura efetiva denominada "LIDAR" (Light Detection and Ranging) baseada em raios LASER mostrou-se bastante satisfatória. Pode-se medir a elevação da nuvem numa operação bastante rápida com facilidade e precisão (Hamilton<sup>(19)</sup>, 1966); Lucas<sup>(27)</sup> et al, 1967, Johnson et al, 1971; Moore<sup>(29)</sup> e Hamilton (1967).

A sondagem de efluentes radioativos pelo "LADAR" fornece os dados experimentais necessários para uma verificação "in loco" dos parâmetros adotados, obtendo assim, fórmulas mais apropriadas para uma dada região.

Esta técnica tem sido utilizada principalmente na Inglaterra, para o estudo da atmosfera. No nosso trabalho utilizaremos uma fórmula sugerida por Briggs<sup>(7)</sup> 1969. Depois de examinar mais de 30 fórmulas de diferentes pesquisadores, Briggs chegou a duas fórmulas representativas.

Para condições instáveis ou neutras, temos:

$$\Delta h = 1,6 F^{1/3} u^{-1} x^{2/3}$$

além da distância  $x = 0,25 Q^{1/5}$

Para estratificações estáveis, temos

$$\Delta h = 2,9 (F/us)^{1/3}$$

além da distância  $x = 2,4 u s^{-1/2}$

Nestas equações,  $h$  é a altura da linha de centro da pluma acima de uma altura de emissão inicial,  $F$  é o fluxo de turbulência  $F = 3,7 \cdot 10^{-5} Q_h$ , onde  $Q_h$  é a taxa de liberação de energia térmica em cal/seg.,  $u$  é a velocidade média do vento na altura de liberação,  $x$  é a distância do ponto de emissão, em metros, e  $s = \left( \frac{g}{T} \right) \left( \frac{\partial \theta}{\partial z} \right)$  é um parâmetro de estabilidade em  $\text{seg.}^{-2}$ , onde  $g = 9,81 \text{ m/seg}^2$ ,  $T$  é a temperatura em  $^{\circ}\text{K}$ ,  $\theta$  é a temperatura potencial em  $^{\circ}\text{K}$  e  $z$  é a altura em metros.

A penetração de uma inversão elevada ocorreria se sua altura  $L$  for:

$$L \leq 4F^{0,4} b^{-0,6} \quad (\text{sem vento})$$

$$\text{e} \quad L \leq (F/ub)^{1/2} \quad (\text{com vento})$$

onde,  $b = \frac{g\Delta T}{T}$  e  $\Delta T$  é a diferença de temperatura entre o topo e a base da inversão elevada.

Na primeira parte do nosso estudo, para o cálculo das distâncias de segurança, conforme Normas de Licenciamento da CNEN, consideramos a altura efetiva igual a zero, i.e., as liberações ocorrem ao nível do solo. Utilizamos o cálculo da altura efetiva na segunda parte, adotando o método de Rasmussen. Calculamos a altura efetiva para dois tipos de estabilidades, E e F. Utilizamos a fórmula  $\Delta h = 2,9(F/us)^{1/3}$  para estratificações estáveis. Na Tabela IV.6 são mostrados os parâmetros necessários para o cálculo da altura efetiva. O parâmetro de estabilidade  $s$  foi calculado com os dados obtidos no local da Central Angra dos Reis para estabilidades E e F.

O parâmetro de estabilidade  $s$  para o caso E é dado por:

$$s_E = \frac{g}{T} \left( \frac{\partial \theta}{\partial z} \right) \quad \text{onde} \quad 2,7 \leq \Delta T \leq 8,2$$

$$e \quad \frac{\partial \theta}{\partial z} = 1.62 \cdot 10^{-2}$$

$$\text{então} \quad s_E = 4.86 \cdot 10^{-4} \text{ seg}^{-2}$$

Para a condição F, temos:

$$8.2 \leq \Delta T \leq 22$$

$$e \quad \frac{\partial \theta}{\partial z} = 0,09$$

$$\text{então} \quad S_F = 2.7 \cdot 10^{-3} \text{ s}^{-2}$$

Com estes resultados organizamos a Tabela IV.6.

Tabela IV.6

Parâmetros Utilizados para os Cálculos de  $\Delta h$  para Estabilidades E e F

Categorias	$Q_h$ (cal/seg)	F (cal/seg)	u (m/s)	$\Delta h_E$ (m)	$\Delta h_F$ (m)
PWR1A	$1.4 \cdot 10^6$	51.8	1	162	103
PWR1B	$3.64 \cdot 10^7$	1347	1	432	255
PWR 2	$1.19 \cdot 10^7$	440	1	280	168
PWR 3	$4.20 \cdot 10^5$	15.5	1	92	62
PWR 4	$7 \cdot 10^4$	2.6	1	51	39
PWR 5	$2 \cdot 10^4$	0.7	1	33	29

Podemos notar que, aumentando-se a turbulência de F (moderadamente estável) para E (levemente estável) há um aumento sensível na altura efetiva.

Daremos a seguir alguns complementos teóricos sobre os vários tipos de plumas observadas na atmosfera. A Figura 4.7 mostra os principais tipos de plumas observadas.

**ESTÁVEL (Fanning):** A previsão da concentração em uma pluma "fanning" é um dos pontos fracos da previsão estatística da difusão porque ocorrem movimentos sinuosos em resposta às configurações topográficas particulares. Torna-se uma condição desfavorável quando o efluente é radioativo quando, então, a radiação causaria uma exposição ao nível do solo. Acontece sob inversões térmicas ou condições estáveis.

**NEUTRA ABAIXO, ESTÁVEL ACIMA ("Fumigation"):** Logo depois que o sol aparece em

uma manhã clara de inverno, principalmente, as inversões de temperatura existentes começam a se dissipar e é vagarosamente mudada para uma camada neutra ou instável que sobe. Depois de um certo tempo, a inversão permanece logo acima do topo da chaminé e atua como uma barreira, enquanto que os sistemas convectivos abaixo misturam os efluentes numa camada instável próximo ao solo. Esta condição pode causar grandes concentrações ao nível do solo, por períodos de cerca de 30 minutos. Esta condição pode desenvolver-se em circulações da brisa do mar durante o fim da manhã ou o começo da tarde. Quando o crescimento da camada instável ou neutra é pequeno, as condições de fumigação podem persistir por muitas horas.

**INSTÁVEL ("Looping"):** Ocorre durante condições instáveis. Durante o verão, sob céu claro, a condição "looping" ocorre frequentemente por volta do meio dia. A estrutura da temperatura é muito instável, pelo menos nas camadas menores dando origem a grandes turbulências verticais induzidas termicamente que trazem a pluma para o solo intermitentemente. Ocorre geralmente no período entre 12 h e 2 h da tarde, no verão.

**NEUTRA ("Coning"):** Ocorre sob condições neutras, com um gradiente de temperatura vertical entre isotérmico e adiabático. A pluma forma uma espécie de cone com o eixo horizontal. O efluente costuma atingir o solo em distâncias da fonte bem maiores que sob "looping" por causa do menor nível de termalização induzindo turbulência. Ocorre com maior frequência em dias nublados.

**ESTÁVEL ABAIXO – NEUTRA ACIMA (Lofting):** Ocorre com a transição das condições instáveis para estáveis e é mais comum ao por do sol. Dependendo da altura da chaminé e da espessura da camada de inversão, a condição "lofting" pode ser transitória ou persistir por muitas horas.

#### **Limite do Espalhamento Vertical da Pluma**

O crescimento vertical da pluma não se processa indefinidamente; a camada inferior é limitada, é claro, pela superfície da terra e o topo da pluma, mesmo para condições atmosféricas instáveis, é limitado pelas camadas estáveis superiores. Num dia claro de verão, a taxa de queda superadiabática raramente se estende além de umas poucas centenas de metros acima da superfície. Pode haver uma pequena transição para camadas menos estáveis ou pode haver uma rápida passagem para condições estáveis. Estas mudanças podem ocorrer devido à inversões de subsidências ou outros processos meteorológicos. Como resultado, isto impede o espalhamento vertical da pluma e qualquer decréscimo na concentração será devido ao espalhamento horizontal. Se o topo da camada e os ventos forem baixos, pode-se obter grandes concentrações de poluentes radioativos.

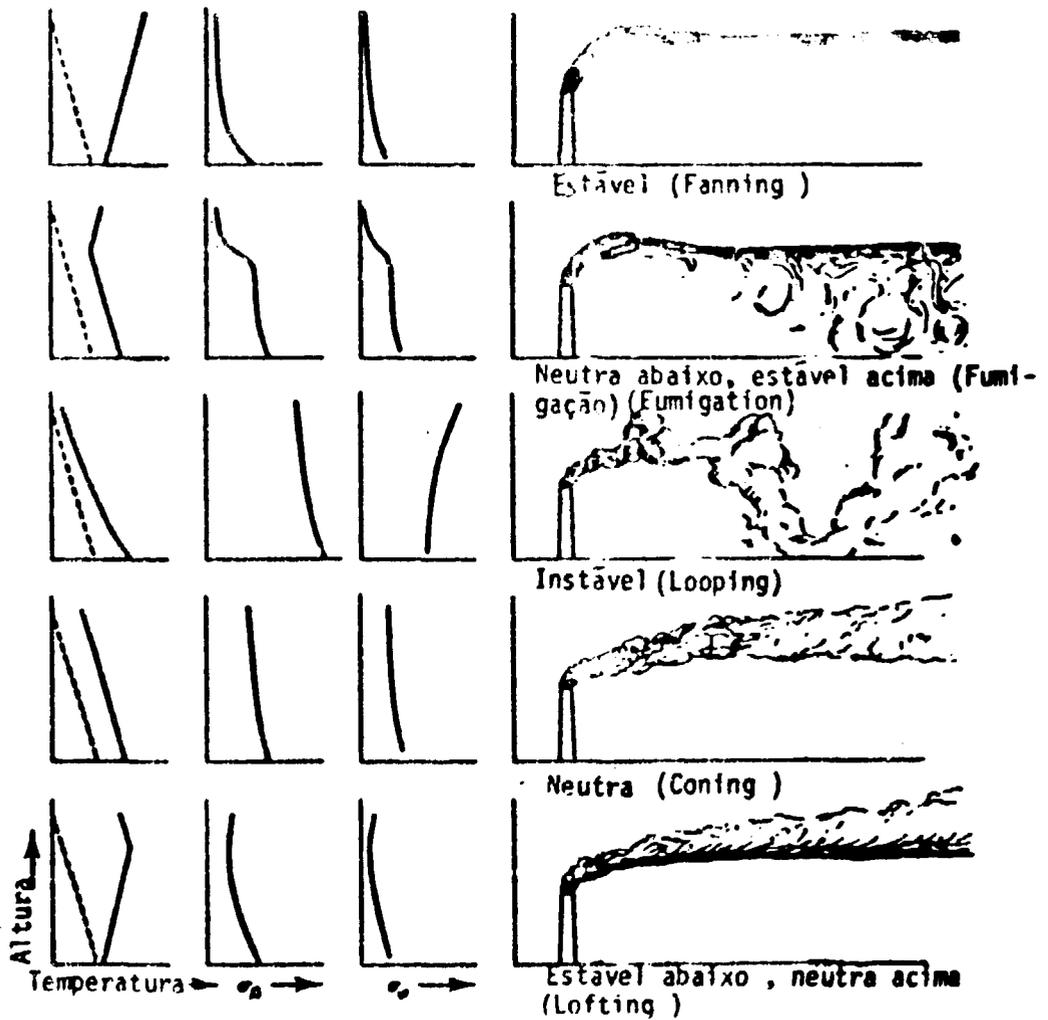


Figura 4.7 Tipos principais de Plumas observadas na Atmosfera. As curvas pontilhadas na coluna esquerda do diagrama mostram a taxa de queda adiabática, e as linhas sólidas são os perfis observados para cada tipo (Slade, 1968)<sup>(37)</sup>.

## 5 – METEOROLOGIA DO LOCAL

### 5.1 – Histórico

A energia atômica teve seu início com a publicação do relatório de Hahn e Strassman e Meitner e Frisch em 1938 e 1939, respectivamente, sobre a descoberta da fissão. Em 1942, Enrico Fermi e um grupo de cientistas construíram uma pilha de grafita e urânio que atingiu a criticalidade no "stadium" de Staggfield, em Chicago. Por causa de sua baixa potência, cerca de 200 W, a quantidade de P.F. era pequena e não havia muito perigo. Entretanto a possibilidade de um acidente foi bastante considerada devido a falta de conhecimento e experiência dos construtores.

Em 1943, foi construído em Oak Ridge, Tennessee, um reator de grafita refrigerado por ar, o "X-10". Este operou em potência de 2 MW e serviu como protótipo para os reatores produtores de Plutônio, que começaram a ser construídos em Hanford em 1944 para fins militares. Nestes últimos reatores foi encontrada uma grande fonte de efluentes gasosos. Para o plutônio ser removido do urânio e de outros P.F., era necessário dissolver o combustível através de várias reações químicas. Durante os primeiros estágios deste processo, todos os gases nobres, principalmente isótopos radioativos do xenônio e kriptônio eram liberados em grandes quantidades, como também os iodetos, que são um dos elementos radiológicos mais importantes. Por causa disto as primeiras torres meteorológicas começaram a ser instaladas para o estudo da difusão atmosférica e suas conseqüências.

Em 1946, formou-se a AEC (Atomic Energy Commission) para estabelecer os meios necessários para obter energia útil dos processos de fissão. Em 1948, a AEC estabeleceu o "Advisory Committee on Reactors Safeguard" para avaliar locais para instalação de reatores e a partir daí a meteorologia teve um papel decisivo na instalação e localização de reatores nucleares. Evidenciou-se logo que as condições meteorológicas do local influenciavam decididamente as conseqüências radiológicas resultantes da dispersão dos efluentes gasosos na atmosfera.

Passaremos agora a discutir os aspectos meteorológicos relativos ao local de Angra dos Reis obtidos do Relatório Final de Análise de Segurança.

### 5.2 – Considerações Gerais sobre o Local de Itaboraí

Angra dos Reis está localizada na costa leste do Brasil, em 23°06' S, e 44°27.4' W ao norte do Trópico de Capricórnio. A Figura 5.1 mostra o local de Angra. Os extremos meteorológicos nesta área resultam da passagem de tormentas provenientes de uma forte zona temperada, ou provocada por tempestades locais.

O tempo médio na região é caracterizado por cobertura de nuvens espalhadas com base em 800 m, visibilidade ótima e ventos leves variáveis. Estas condições mudam periodicamente pela passagem de um sistema de baixa pressão do sudoeste para o noroeste.

Quando o sistema de baixa pressão se aproxima, a temperatura, umidade relativa e cobertura de nuvens aumenta. O tipo de massa de ar sobre a área é normalmente marítimo tropical.

### 5.3 -- Dados Meteorológicos

As feições topográficas do local onde serão instalados os reatores são bastante características e não se pode fazer extrapolação de dados de outro local.

Os dados apresentados nesta seção, foram retirados do Relatório Final de Análise de Segurança obtidos "in situ" durante o período de 1/12/73 a 30/11/74, por 4 torres meteorológicas conforme

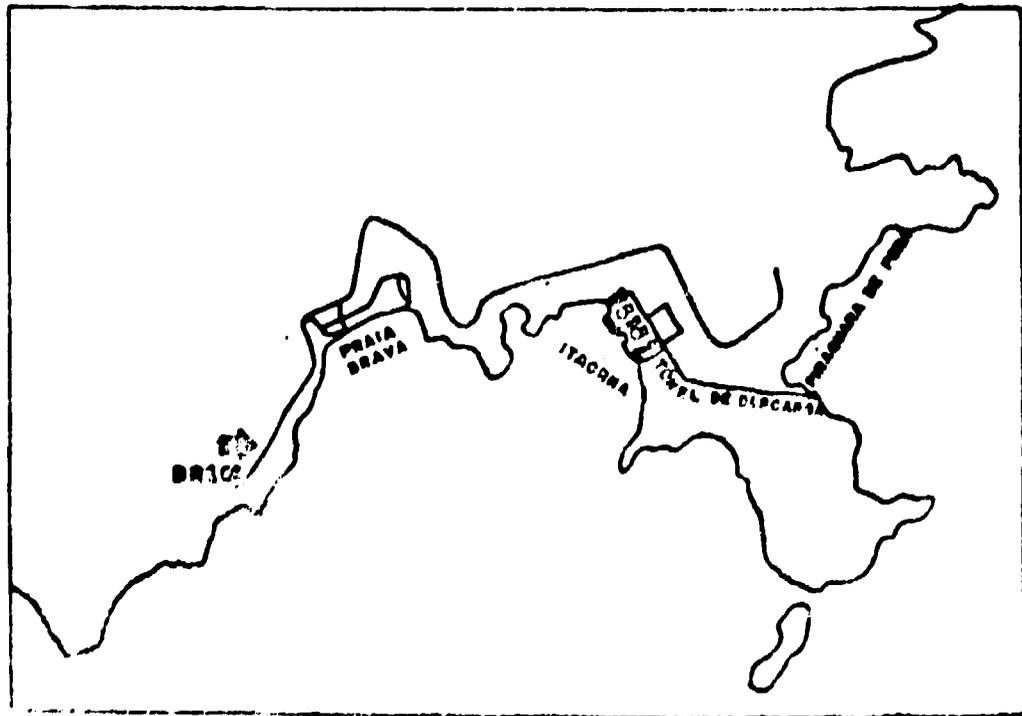
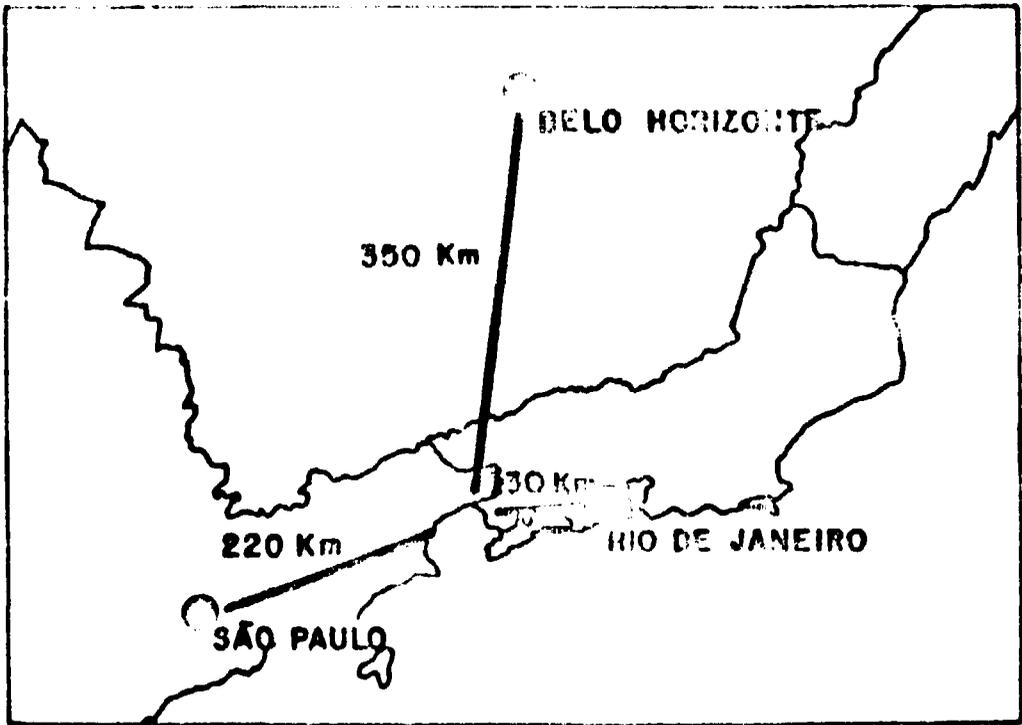


Figura 5.1 - Local das Usinas Nucleares em Angra

Figura 5.2. Esses dados foram processados por computador pela empresa norte americana Nuclear Utility Services e apresentados em termos de estabilidade atmosférica associada com velocidade e direção do vento com respectivas freqüências, conforme será mostrado mais adiante neste trabalho.

Os valores extremos e normais dos parâmetros meteorológicos são os seguintes:

#### A) Temperatura

A máxima temperatura registrada foi de 36,1°C e ocorreu no mês de novembro, a mínima absoluta foi de 11,7°C, no mês de agosto.

A temperatura média anual foi de 22,3°C.

#### B) Precipitação

A precipitação total anual foi de 141,61 cm. A máxima anual foi de 0,15 cm para 3,90 cm nos meses de agosto de 1974 e dezembro de 1973, respectivamente.

#### C) Ventos

A meteorologia local é influenciada fortemente pelo terreno circundante. O local tem a forma de uma concha com montanhas dos 3 lados e o mar no outro conforme Figura 5.1.

Fluxos de ventos noturnos ocorrem 66% dos casos de terra para o oceano. Durante o dia 49% dos casos o vento flui para a direção sudoeste, oeste-sudoeste, oeste, ou oeste-nordeste.

Nas Figuras 5.3 e 5.4 temos a rosa dos ventos para as torres A e D.

#### D) Persistência dos Ventos

A persistência dos ventos é definida como um período de tempo em que o vento flui continuamente num mesmo setor de 22,5°.

O período de máxima persistência encontrado foi de 10h na direção oeste-sudoeste com uma velocidade média de 9,44 km/h e alta instabilidade atmosférica. O período máximo de condições calmas foi de 7 h, associado com condições levemente estáveis.

A distribuição das classes de estabilidade com velocidade médias é a seguinte:

A Tabela V.1 mostra a freqüência das classes de estabilidade obtidas na torre A pelo método das diferenças de temperatura, mensal e anual, juntamente com a velocidade média do vento para cada classe de estabilidade.

A classe de estabilidade média, mensal e anual, é a classe de estabilidade E, que é levemente estável. A freqüência de ocorrência da classe de estabilidade F (inversão térmica) é maior durante o inverno e menor durante o verão.

A Tabela V.2 mostra a distribuição das freqüências das classes de estabilidade, com velocidades médias de ventos, obtidas na torre D, pelo método dos desvios padrão.

Finalmente, para os cálculos das distâncias e segurança e estimativas de doses em função da distância da fonte emissora foram adotadas as condições meteorológicas predominantes em Angra, a saber, classes de estabilidade E e F, com velocidade média igual a 2m/seg.

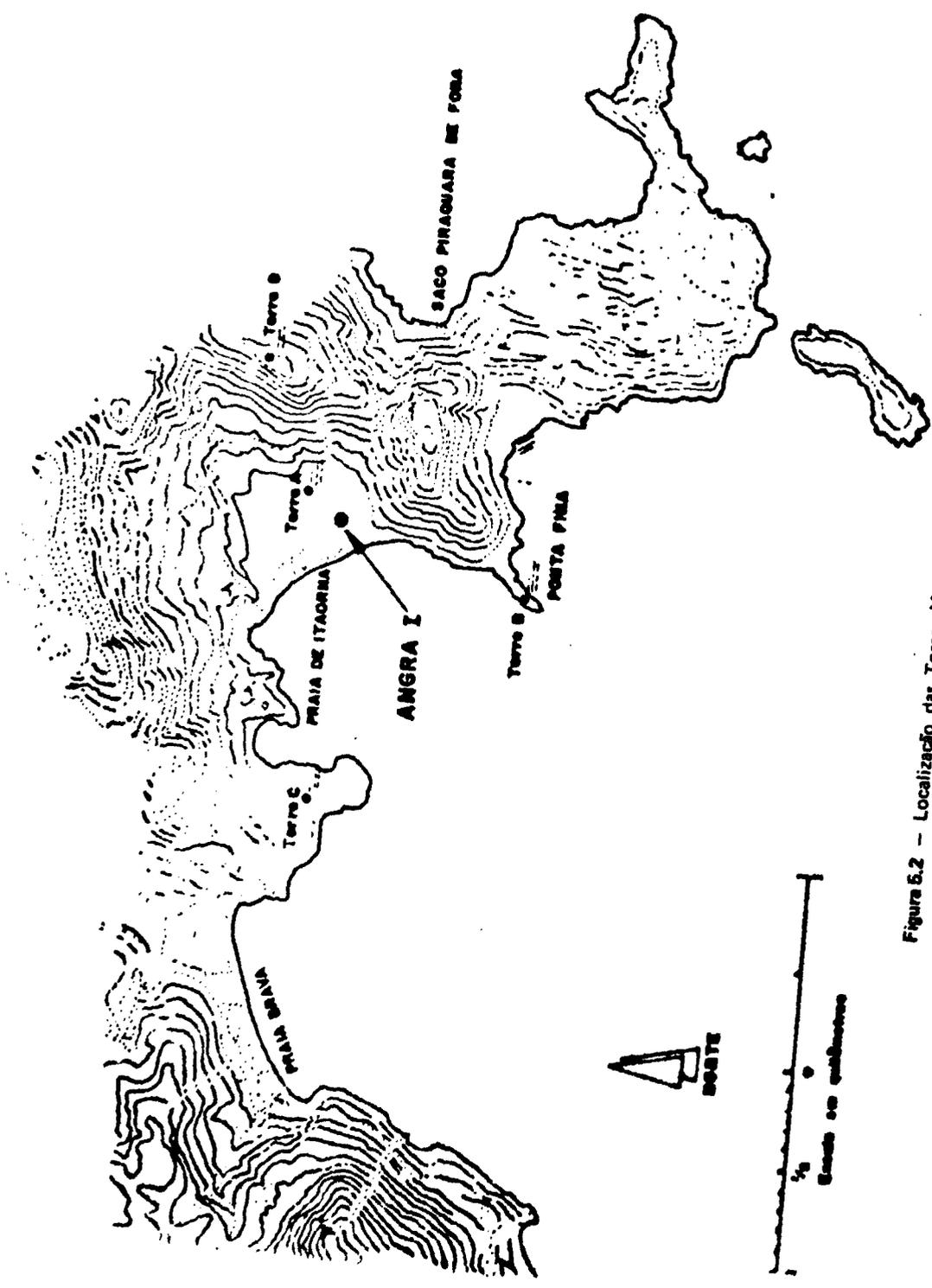
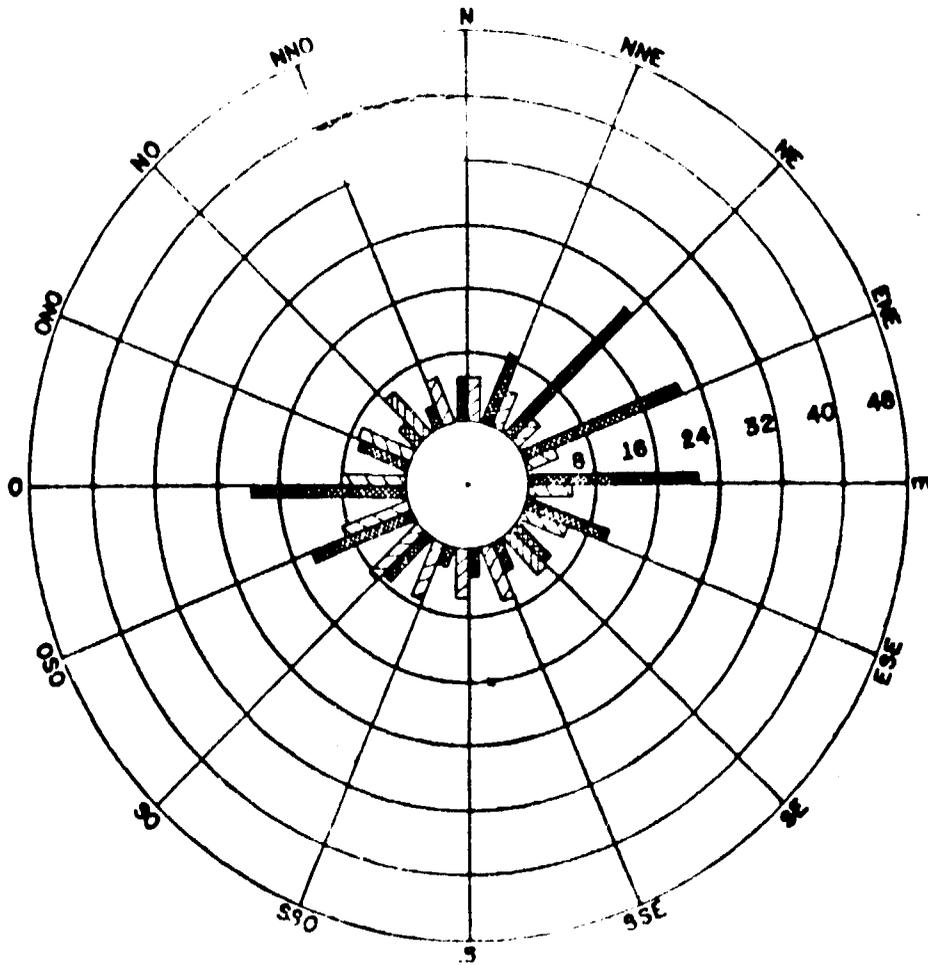


Figura 6.2 - Localização das Torres Meteorológicas.



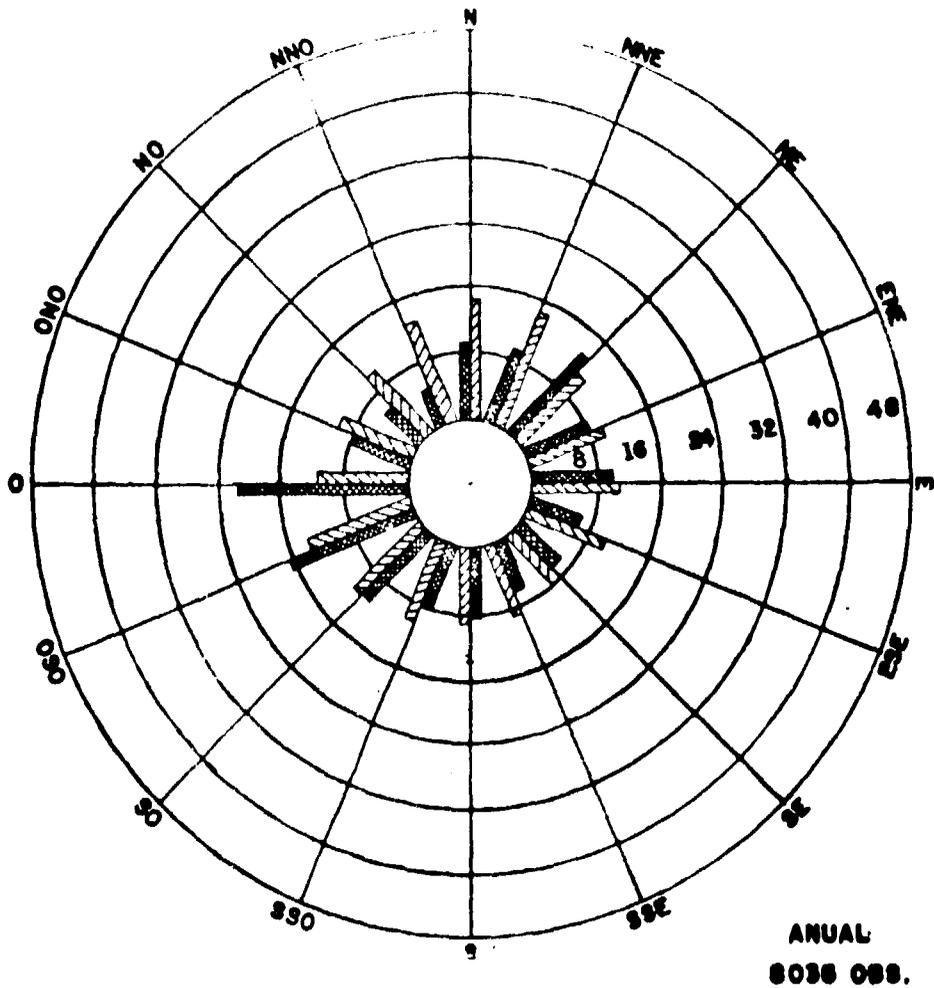
— Frequência de direção de vento em % , Classificação de estabilidade .

▨ Velocidade média dos ventos ( KM/HR )

TORRE A 15

1/12/73 - 30/11/74

Figura 5.3 Rosa dos Ventos (Torre A)



— Frequência da direcção do vento em % , Classificação de estabilidade .

▨ Velocidade média do vento ( KM/HR )

TORRE D 15  
12/1/73 - 11/30/74

Figura 5.4 -- Rosa dos Ventos (Torre D)

Tabela V.1

Distribuição Mensal e Anual de Classes de Estabilidade (ET) (Torre A\*\*) --  
Local: Angra dos Reis, Itaorna 1/12/73 a 30/11/74

Mês		Classe de Estabilidade					
		A	B	C	D	E	F
dezembro	Frequência (%)	15	5	4	25	35	14
	Veloc. média do vento (mpm)	161	139	150	131	80	78
janeiro	Frequência (%)	21	5	4	17	38	15
	Veloc. média do vento (mpm)	177	177	164	145	88	88
fevereiro	Frequência (%)	27	4	3	16	36	13
	Veloc. média do vento (mpm)	174	164	142	113	83	56
março	Frequência (%)	18	4	2	17	39	18
	Veloc. média do vento (mpm)	164	142	155	129	78	70
abril	Frequência (%)	8	5	*	19	48	19
	Veloc. média do vento (mpm)	142	142	142	123	83	54
maio	Frequência (%)	7	8	*	13	31	33
	Veloc. média do vento (mpm)	121	118	134	115	78	48
junho	Frequência (%)	6	7	*	19	36	26
	Veloc. média do vento (mpm)	134	129	107	129	105	70
julho	Frequência (%)	12	8	2	14	21	25
	Veloc. média do vento (mpm)	118	110	99	86	54	48
agosto	Frequência (%)	16	4	8	18	26	24
	Veloc. média do vento (mpm)	129	134	115	118	78	54
setembro	Frequência (%)	7	2	2	35	33	17
	Veloc. média do vento (mpm)	134	121	123	113	83	51
outubro	Frequência (%)	7	3	4	31	41	14
	Veloc. média do vento (mpm)	185	174	158	126	83	62
novembro	Frequência (%)	15	5	23	26	36	16
	Veloc. média do vento (mpm)	177	155	145	154	102	62
Anual	Frequência (%)	13	5	2	21	35	20
	Veloc. média do vento (mpm)	155	139	145	123	83	59
OBS: - * valores menores que 5%							
** Referência: Relatório Final de Análise de Segurança do Reator PWR-I (Angra dos Reis)							

Tabela V.2

Dados Meteorológicos Baseados na Torre D – 12/11/73 a 11/30/74 –  
 Velocidade do Vento Versus Direção em Número de Observações\*

Estabilidades Direção do Vento	Velocidade do Vento (mpm)					
	A 107-188	B 107-188	C 107-188	D 107-188	E 107-188	F 107-188
NNE	10	8	22	29	37	12
NE	9	14	20	57	71	38
ENE	6	7	22	43	38	28
E	10	24	40	53	30	29
ESE	16	14	32	31	22	6
SE	42	28	41	30	9	4
SSE	42	17	26	17	21	4
S	84	27	35	19	18	15
SSO	45	15	14	33	36	15
SO	41	10	22	30	27	23
OSO	43	19	46	51	56	35
O	48	38	70	103	80	53
ONO	12	8	23	40	40	29
NO	20	10	27	14	17	8
NNO	6	7	19	22	11	3
N	48	18	26	37	24	7
TOTAL	462	264	485	509	531	309

\* REF – Relatório Final de Análise de Segurança

## 6 -- DECAIMENTO RADIOATIVO DA PLUMA E DEPOSIÇÃO DA RADIOATIVIDADE NO SOLO

Quando a nuvem radioativa proveniente de um acidente em um reator é carregada pelo vento, ela está sujeita aos efeitos de turbulência e movimentos do ar, e aos processos de deposição e decaimento que se combinam para reduzir a concentração de poluentes radioativos na pluma original.

Estes processos devem ser considerados no cálculo da dispersão atmosférica para avaliar-se os efeitos da radioatividade que é depositada no solo durante a trajetória da nuvem radioativa.

### 6.1 – Decaimento Radioativo

O processo de decaimento radioativo é bem conhecido e pode ser calculado com precisão.

O período de tempo no qual o material radioativo permanece no ar depois de um acidente é relativamente curto e, assim, somente os radionuclídeos com meia-vidas menores que poucos dias decairão sensivelmente no intervalo de tempo de interesse.

O nosso modelo de cálculo leva em conta este efeito calculando-se para cada intervalo de tempo  $\Delta t$  de travessia da nuvem, o decaimento radioativo, de modo que no próximo intervalo  $\Delta t$ , a concentração do ar estará diminuída do valor correspondente aquele decaimento.

Além disso, desde que alguns radionuclídeos têm filhos que são também radioativos, como por exemplo,  $I-133 \rightarrow Xe-133$ , o crescimento destes é também considerado dentro de cada intervalo  $\Delta t$  (TAU no programa ACRA-II).

### 6.2 – Deposição no Solo

Com exceção dos gases nobres, os P.F. liberados em um acidente nuclear se depositam sobre o solo quando a nuvem radioativa é carregada pelo vento.

Estes P.F. representam grande perigo para pessoas que vivem ou trabalham na área contaminada pela ingestão de vegetais ou leite contaminado ou por exposição direta a radiação gama e beta emanada da radioatividade depositada no solo.

Os isótopos mais importantes para efeitos de deposição são os que tem meia-vidas mais longas. O  $I-131$  representa um grave perigo. Este aspecto do problema será explicado no capítulo seguinte.

A formulação e descrição dos processos de deposição são mais complexos e menos conhecidos experimentalmente.

Entre as medidas importantes de deposição de vapores radioativos e aerossóis estão os esforços pioneiros de Chamberlain<sup>(9)</sup> e Harwell (1960) e, recentemente de um grupo coordenador do projeto efetuando experiências na antiga "National Reactor Testing Station", em Idaho, para estudos de deposição (Ref. 20).

Na ausência de chuvas, a deposição ocorreria por sedimentação de partículas maiores por efeito gravitacional, ou por impactação sobre obstáculos próximos ou na superfície. A sedimentação é um processo importante para partículas de 15 micron de diâmetro ou maiores.

Para partículas menores, o processo de impactação é dominante.

A importância do fenômeno de deposição está relacionada com a velocidade de deposição das partículas: para velocidades suficientemente baixas, o movimento vertical das partículas é controlado principalmente pelas condições de turbulência atmosférica e movimentos do ar.

### 6.3 – Deposição por Impactação

O mecanismo dominante para a remoção de pequenas partículas (1 micron) na ausência de chuvas é a impactação sobre obstáculos. A remoção por impactação foi estabelecida em termos de uma velocidade de deposição  $V_g$ .

Por definição, chama-se velocidade de deposição  $V_g$ , a razão entre a atividade total depositada por unidade de área no solo e a dosagem da nuvem, a saber,

$$V_g = \frac{\text{Deposição no solo (Ci/m}^2\text{)}}{\text{Dosagem da nuvem (Ci.seg/m}^3\text{)}}$$

Aparecem dificuldades para se fazer uma escolha adequada de  $V_g$  com os dados teóricos e experimentais disponíveis.

O mecanismo de deposição é um processo complexo e depende de variáveis tais como propriedades físico-químicas e tipo de partículas, natureza da superfície em que se deposita e condições meteorológicas, principalmente velocidade do vento. É de se esperar que em condições estáveis a deposição seja maior, mas não existem dados suficientes que indiquem uma diferença na velocidade de deposição para condições de estabilidades diferentes.

Chamberlain<sup>(10)</sup> efetuando medidas experimentais em Harwell (1960) concluiu que, para propósitos de estimativas de perigos em acidentes nucleares, pode-se assumir uma velocidade de deposição de  $10^{-2}$  m/seg para iodetos na forma elementar e de  $10^{-3}$  a  $3 \cdot 10^{-3}$  m/seg para partículas sub-mícron.

O exame de informações sobre liberações acidentais e deliberadas de P.F. confirmam que os valores observados de  $V_g$  estão dentro do intervalo  $10^{-3}$  a  $10^{-2}$  m/s.

Dentre os acidentes considerados para medidas de velocidades de deposição está o de Windscale, que ocorreu em outubro de 1957 na Inglaterra, e que contaminou uma extensão de cerca de 30 km.

Os valores de  $V_g$  encontrados foram de  $3 \cdot 10^{-3}$  m/s na região de Lancashire/Yorkshire e de  $10^{-3}$  m/s na área de Harwell.

Outro acidente considerado foi o SL1 nos EUA; a velocidade de deposição dos iodetos permaneceu constante, a uma distância de 67 km, com um valor de  $2.5 \cdot 10^{-3}$  m/s.

Nos EUA, fizeram-se 9 experiências de fusão do caroço do reator, com o efluente liberado próximo ao solo. O resultado total final para iodetos foi de  $V_g = 2 \cdot 10^{-3}$  m/s. em amostras de papel e de  $V_g = 1.5 \cdot 10^{-2}$  m/s na vegetação.

Análises efetuadas por Gifford and Pack<sup>(17)</sup> indicaram que, para material radioativo, como iodeto elementar e rutênio, as velocidades de deposição para a vegetação (pasto, grama, etc) são da ordem de  $10^{-2}$  a  $3 \cdot 10^{-2}$  m/s, enquanto que para material quimicamente inerte, como cézio e estrôncio, a velocidade de deposição é cerca de  $10^{-3}$  a  $2 \cdot 10^{-3}$  m/s.

Baseado nessas considerações, organizamos os seguintes valores para a velocidade de deposição dos 48 isótopos utilizados neste trabalho, e mostrado na Tabela VI.1.

Tabela VI.1

Velocidade de Deposição  $V_g$  (m/min)

Isótopo	$V_g$ (m/min)	Isótopo	$V_g$ (m/min)
Kr-83m	0	Cs-138	0,06
Kr-85m	0	Ru-103	0,6
Kr-87	0	Rh-103	0,6
Kr-88	0	Te-132	0,6
Rb-88	0,6	Sr-91	0,06
Kr-89	0	Zr-95	0,6
Rb-89	0,6	Zr-97	0,6
Sr-89	0,06	Nb-95	0,6
I-131	0,6	MO-99	0,6
Xe-131m	0	Tc-99m	0,6
I-132	0,6	Ru-105	0,6
I-133	0,6	Te-131m	0,6
Xe-133m	0	Te-131	0,6
Xe-133	0	Cs-134	0,06
I-133B	0,6	Cs-136	0,06
Xe-133B	0	Cs-137	0,06
I-134	0,6	Ba-140	0,6
I-135	0,6	La-140	0,6
Xe-135m	0	Ce-141	0,6
Xe-135	0	Ce-143	0,6
I-135b	0,6	Ce-144	0,6
Xe-135B	0	Nd-147	0,6
Xe-137	0	Pm-149	0,6
Xe-138	0	Ba-137m	0,6

## 7 – DOSES DE RADIAÇÃO

### 7.1 – Introdução

Neste Capítulo vamos descrever os principais métodos para o cálculo das doses externas, dose interna e contaminação do solo, e os principais resultados obtidos.

Para melhor compreensão dos termos utilizados neste capítulo, daremos uma rápida explicação de alguns conceitos radiológicos importantes:

#### a) Radiação Gama

Radiações gama são de natureza eletromagnética semelhantes aos Raios-X, e são emitidas de núcleos de átomos radioativos. As interações de fotons dos raios gama através da matéria são menos frequentes do que as partículas carregadas de mesma energia e, conseqüentemente o seu poder de penetração é muito maior.

O comprimento de relaxação (distância para diminuir a intensidade da radiação de um fator de  $1/e$ ) para os raios gama com energia da ordem de 0,7 MeV é de 100 m para o ar, 50 cm para a água e 5 cm para o chumbo.

Deste modo, a dose devido à radiação gama em qualquer local é uma função da distribuição do material radioativo sobre uma grande área ou volume.

#### b) Unidades de Radiação

Foram definidas unidades especiais para medir a intensidade de radiação com relação aos efeitos que ela produz em seres vivos.

Os danos causados pela radiação no tecido humano está relacionado com a quantidade de energia depositada no mesmo em forma de ionização e excitação das moléculas com degradação em forma de calor.

Chama-se Rad a unidade de dose absorvida definida como a deposição de 100 ergs/g em qualquer material absorvente.

A quantidade de energia liberada em um corpo dependerá da natureza do mesmo e do grau de interação entre a radiação e o corpo irradiado.

$$1 \text{ Rad} = 100 \text{ ergs/gama}$$

**Roentgen** é a unidade de exposição, i.e., uma unidade de medida da capacidade dos raios-X, ou raios gama, de produzir ionização no ar. É a quantidade de radiação capaz de produzir  $2.58 \cdot 10^{-4}$  Coulombs de carga elétrica por grama de ar seco. Não se aplica a nêutrons, partículas alfa ou beta.

Diferentes tipos de radiações não produzem efeitos biológicos idênticos para as mesmas doses absorvidas. Definuiu-se então o conceito de dose equivalente, cuja unidade é o REM. É a dose de qualquer radiação ionizante que, liberada no homem, é biologicamente equivalente à dose de 1 Rad de raios-X ou gama.

A unidade **Curie (Ci)** é uma medida da atividade de uma amostra. Um Curie é igual a  $3.7 \cdot 10^{10}$  desintegrações por segundo.

O Curie está relacionado com a massa de um material radioativo através da vida média e o número de átomos por unidade de massa.

$$q = \frac{\lambda_R M_R N_O}{A(3.7 \cdot 10^{10})}$$

onde

$q$  = quantidade em Curies.

$\lambda_R$  = quantidade de desintegração do material radioativo.

$M_R$  = massa do material radioativo.

$N_O$  = número de Avogadro; = massa atômica.

Como já foi dito anteriormente, interessa-nos principalmente os produtos de fissão voláteis como os iodetos, gases nobres e os produtos de fissão sólidos emissores de raios gama. Consequentemente este trabalho é dirigido especificamente para o cálculo das doses de radiação associadas com estes materiais.

Três tipos de doses de radiação foram considerados:

- 1) A dose de radiação gama no corpo todo que resulta da submersão do receptor em uma atmosfera contendo emissores gama; será chamada **dose externa**.
- 2) A dose que é recebida pela inalação do material radioativo; causada principalmente pelos isótopos de iodetos e é chamada **dose interna**.
- 3) A contaminação do solo, resultante da deposição de material radioativo da nuvem.

A dose interna depende da concentração do material radioativo nas vizinhanças do receptor, do período de exposição e da taxa de inalação do material radioativo.

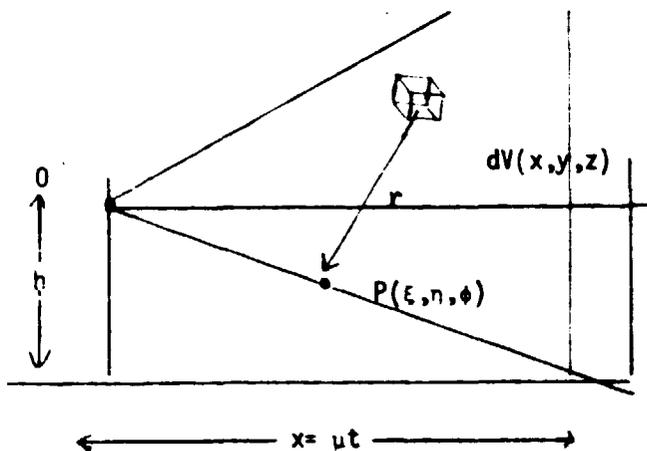
A dose externa é produzida pela atividade total contida na nuvem e depende assim da concentração da radioatividade em cada ponto do espaço. É necessário fazer então uma integração espacial sobre toda a nuvem para calcular o valor da dose.

A contaminação do solo depende dos radionuclídeos, de suas propriedades físico-químicas, tamanho de partículas e também das condições do tempo. Neste trabalho não consideramos a deposição de partículas pelo efeito de chuvas, e sim deposições em regime sem-chuvas.

## 7.2 -- A Dose Externa

A dose externa liberada para um receptor localizado em um ponto do espaço  $P$  depende não somente da concentração dos emissores gama nas vizinhanças imediata deste ponto, mas também do fluxo de radiação gama que se origina em qualquer ponto da nuvem radioativa.

Consideremos um receptor localizado em um ponto  $P(\xi, \eta, \varphi)$  relativo à origem de um sistema de coordenadas cartesianas localizado no ponto de emissão.



Em cada ponto  $(x, y, z)$  relativo à mesma origem, a nuvem contém, no tempo  $t$ , a concentração  $\chi(x, y, z, t)$  (Ci/m<sup>3</sup>) do radioisótopo sob consideração.

Para simplificar, suponhamos que este radioisótopo emite um raio gama de energia  $E\gamma$  por desintegração. Seja  $\mu$  (m<sup>-1</sup>) o coeficiente de absorção linear no ar para este raio gama e seja  $B(\mu r)$  o fator de Buildup no ar. Então, o fluxo de fotons no ponto  $(\xi, \eta, \phi)$  para a atividade contida em um volume elemental  $dV$  localizado em  $(x, y, z, t)$  será

$$\frac{2.22 \cdot 10^{12} \chi(x, y, z, t) B(\mu r) e^{-\mu r} dV}{4\pi r^2} \quad (\text{fotons/m}^2 \cdot \text{min})$$

$$\text{onde } r^2 = (x - \xi)^2 + (y - \eta)^2 + (z - \phi)^2 \quad (\text{m}^2)$$

O fluxo de fotons em MeV/m<sup>2</sup> .min é obtido multiplicando-se o fluxo de fotons pela energia do foton =  $E\gamma$ .

Então, se  $\sigma$  (cm<sup>2</sup>/g) é o coeficiente de absorção de energia para fotons de energia  $E\gamma$ , lembrando que 1 rem é equivalente à absorção de  $6.242 \cdot 10^7$  MeV/g, a taxa de dose em  $(\xi, \eta, \phi)$  devidos aos fotons que se originam no volume incremental  $dV$  em  $(x, y, z)$  será dada por:

$$dR_{\text{ext}} = \frac{3.556 \sigma E\gamma \chi(x, y, z) B(\mu r) e^{-\mu r} dV}{4\pi r^2}$$

Esta é a taxa de dose na superfície externa do corpo e não a taxa de dose média dentro do corpo. É um limite superior conservativo para a taxa de dose no corpo todo.

Na equação acima foi incluído um fator de  $10^4$  no denominador para se levar em conta o fato de que o fluxo de energia é dado em MeV/m<sup>2</sup> min enquanto que o coeficiente de absorção,  $\sigma$ , é expresso em cm<sup>2</sup>/g.

A taxa de dose total no ponto  $(\xi, \eta, \phi)$ , no tempo  $t$ , é obtida integrando a equação acima sobre o volume total da nuvem.

$$R_{\text{ext}}^{\gamma}(\xi, \eta, \varphi, \theta) = \frac{3.556 \cdot 10^7 E^{\gamma}}{4\pi} \int_{-h}^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\mu T} \frac{\chi(x, y, z, t) B(\mu r)^2 e^{-\mu r}}{r^2} dx dy dz \quad \text{rem/min}$$

A dose que é liberada para o receptor que está no ponto  $(\xi, \eta, \varphi)$  por um tempo  $T$ , depois da liberação inicial no prédio, exige a integração da equação sobre o tempo de  $t = 0$  a  $t = T$ . Então,

$$D_{\text{ext}}^{\gamma}(\xi, \eta, \varphi, T) = \frac{3.556 \cdot 10^7 E^{\gamma}}{4\pi} \int_0^T \int_{-h}^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\mu T} \frac{\chi(x, y, z, t) B(\mu r) e^{-\mu r}}{r^2} dx dy dz dt \quad \text{rem}$$

$$\text{como } \chi(x, y, z, t) = S_g(x, y, z) Q(x, t)$$

$$D_{\text{ext}}^{\gamma}(\xi, \eta, \varphi, T) = \frac{3.556 \cdot 10^7 E^{\gamma}}{4\pi} \int_{-h}^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{\mu T} \frac{S_g(x, y, z) B(\mu r) e^{-\mu r}}{r^2} dx dy dz \cdot \int_0^T Q(x, t) dt$$

Essas equações acima desenvolvidas, são todas baseadas em um simples isótopo que emite um raio gama monoenergético em cada desintegração.

Na realidade, um isótopo emite raios gama de várias energias, com diferentes intensidades, e o programa ACRA-II considera estes efeitos. Estes valores de energia e intensidades da radiação gama podem ser obtidos no "Handbook of Chemistry and Physics de Weast, R-C"<sup>(49)</sup>. Os fatores de "build-up" podem ser obtidos da referência 45.

Como já foi mencionado anteriormente, não utilizamos o cálculo da dose externa para avaliação das distâncias de segurança, pois, de acordo com as suposições utilizadas para este cálculo, o seu valor resulta muito inferior aos obtidos pelo dose interna, visto que a nuvem radioativa é suposta ser liberada ao nível do solo.

Entretanto, no método analisado por Rasmussen, em muitos casos a nuvem é emitida em alturas consideráveis de modo que os efeitos de inalação tornam-se menores ou equivalentes aos efeitos produzidos pela radiação gama externa.

Para estes casos, tornam-se relevantes o cálculo das doses externas em função da distância do reator.

Os resultados desses cálculos são mostrados a seguir. Na Figura 7.1 é mostrado o resultado do cálculo da dose externa versus distância do reator para todas as 9 categorias de liberação de Rasmussen, para estabilidade atmosférica E, velocidade do vento  $u = 120$  m/min, duas horas após a liberação para a atmosfera. Baseando-se neste resultados calculamos a probabilidade de ocorrência de acidente em função da dose nos limites da zona de exclusão, cujos resultados serão apresentados no capítulo 8. A Figura 7.2 mostra um gráfico semelhante ao anterior calculado sob condição de estabilidade atmosférica F. Nas Figuras 7.3 e 7.4, temos os resultados da dose externa versus distância, durante todo o tempo de liberação, para estabilidade E e F respectivamente, com velocidade de liberação de 120 m/min, para as 9 categorias de liberação.

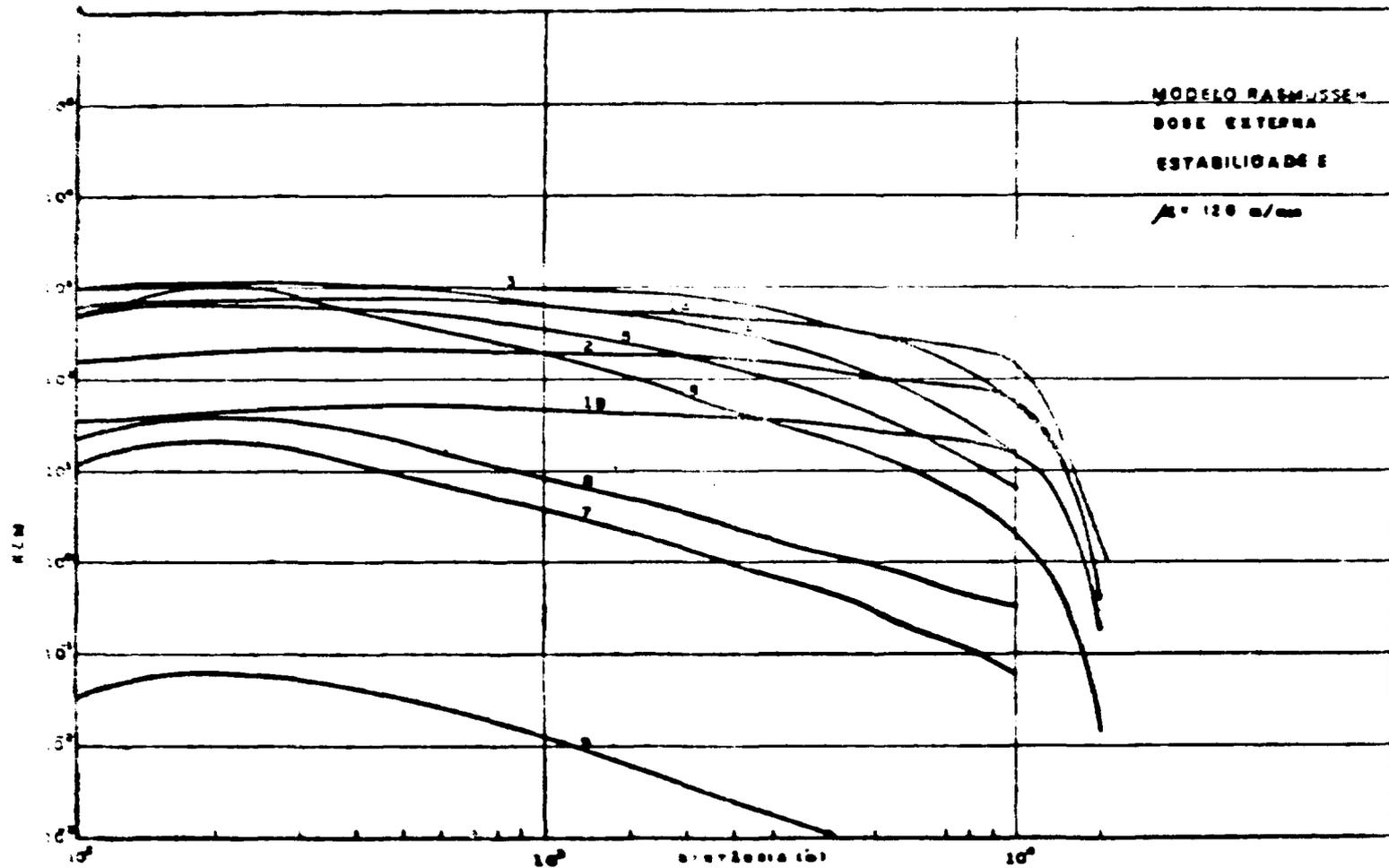


Figura 7.1 – Dose Externa para 9 Tipos de Agentes, 2 horas após Liberação, Estabilidade E.

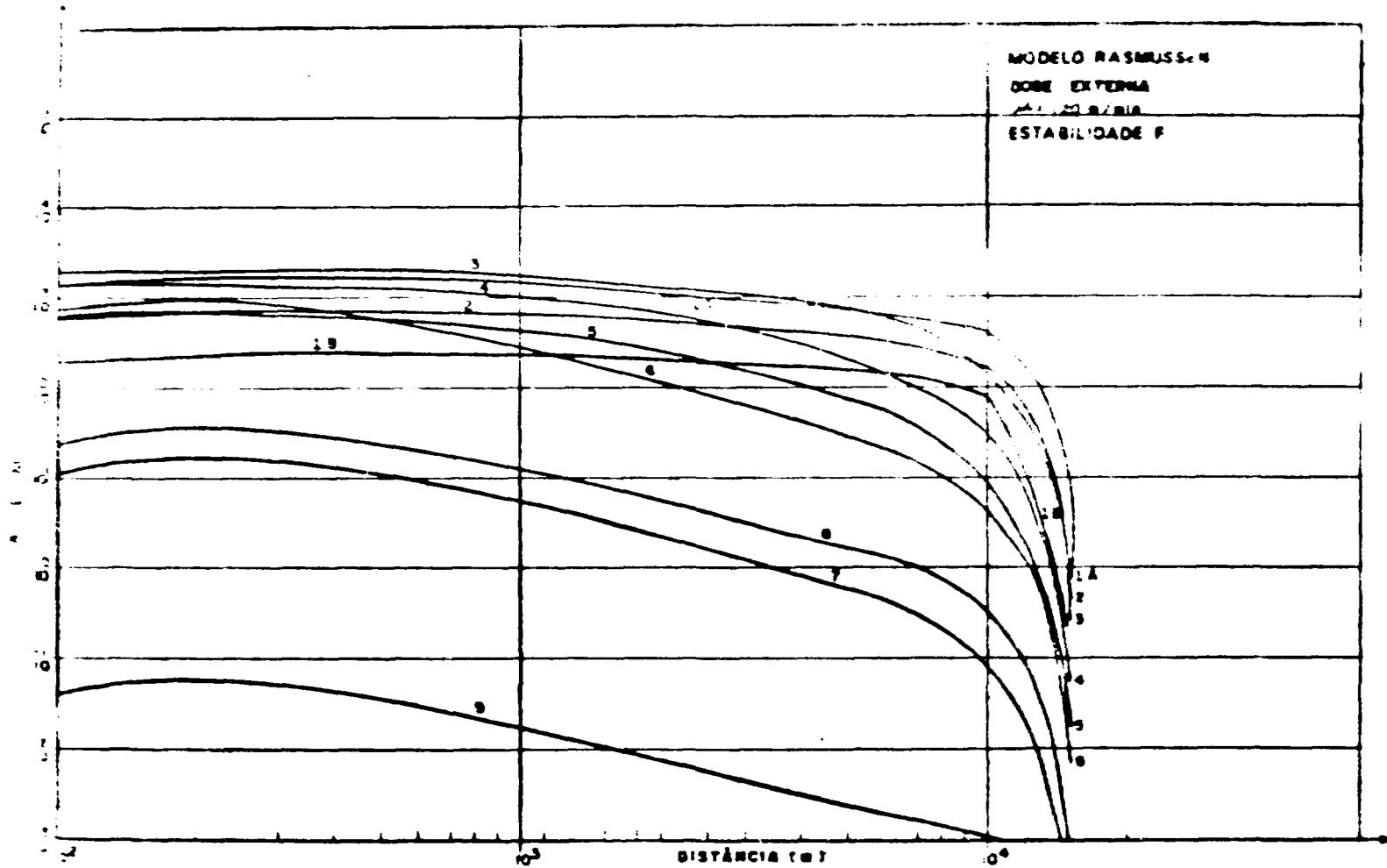


Figura 7.2 – Dose Externa para 9 Tipos de Acidentes, Estabilidade F, 2 após Liberação.

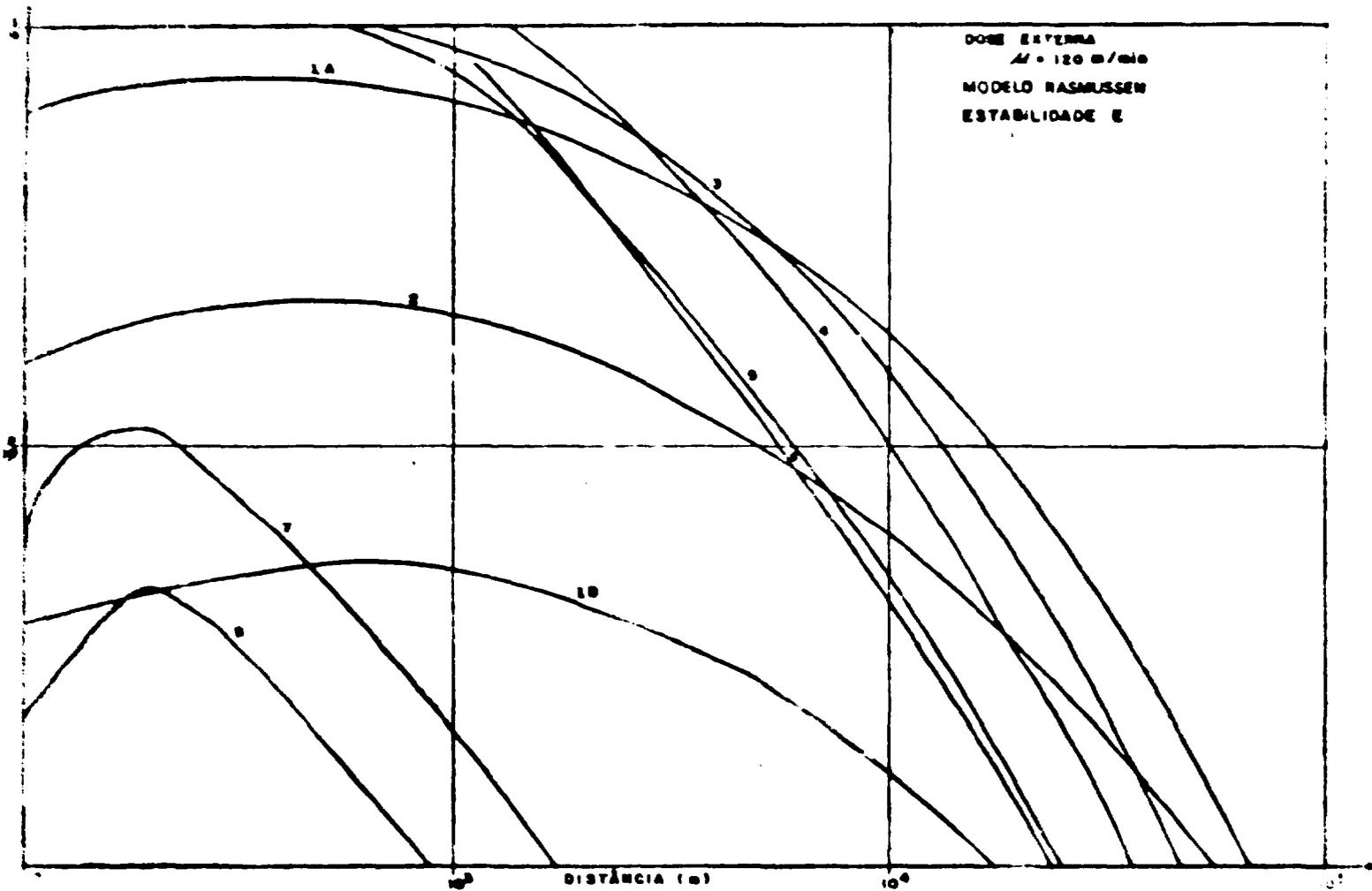


Figura 7.3 – Dose Externa para 9 Tipos de Acidentes após Todo o Tempo de Liberação, Estabilidade E.

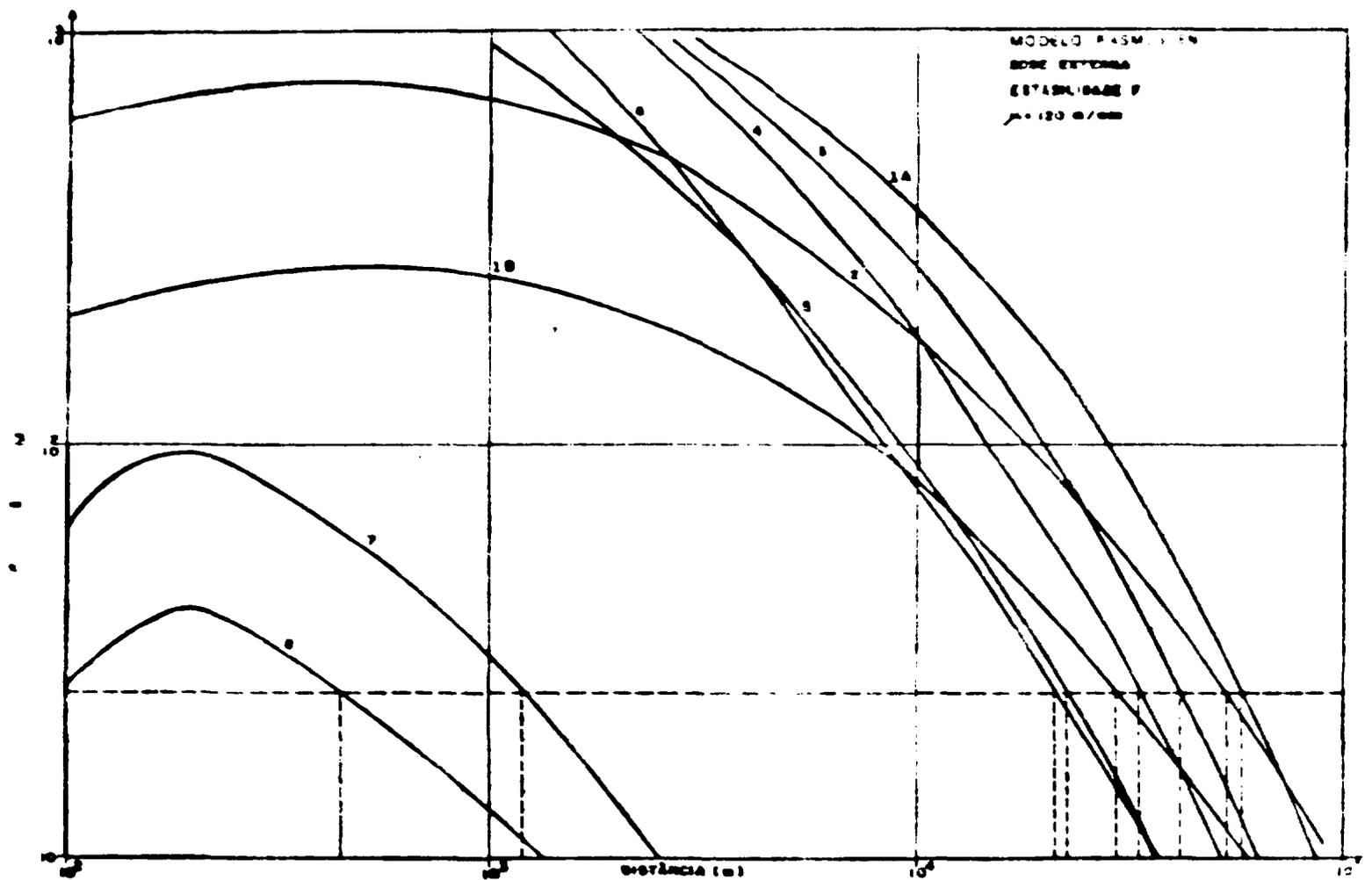


Figura 7.4 – Dose Externa para 9 Tipos de Acidentes após Todo o Tempo de Liberação, Estabilidade F.

### 7.3 - A Dose Interna

A taxa com que um material radioativo está sendo inalado por um receptor localizado em um ponto do espaço de coordenadas  $(x,y,z)$  no tempo  $t$  depois da liberação inicial no prédio é igual a taxa de inalação do ar multiplicado pela concentração do material radioativo do ar naquele ponto. A taxa de dose pode ser obtida multiplicando este produto pela dose correspondente a uma unidade de atividade inalada.

Seja  $\beta(\text{cm}^3/\text{min})$  a taxa constante de inalação;  $\chi(x,y,z,u,t)$  ( $\text{Ci}/\text{m}^3$ ), a concentração da atividade e,  $\delta(\text{rem}/\mu\text{C})$ , a dose liberada por unidade de atividade inalada.

A taxa de dose é dada por:

$$R_{\text{int}}(x,y,z,u) = \beta\delta\chi(x,y,z,t,u)$$

$$R_{\text{int}}(x,y,z,u,t) = \beta\delta S_g(x,y,z,u,t) Q(x,t)$$

A dose  $D_{\text{int}}$  (rem) recebida por um receptor que permanece em um ponto do espaço  $(x,y,z)$ , durante um tempo  $t$  (min), depois da liberação inicial do prédio do reator é:

$$D_{\text{int}}(x,y,z,u,t) = \beta\delta S_g(x,y,z,u) \int_{x/u}^T Q(x,t) dt \quad (\text{rem})$$

onde,  $T = x/u$  e a integração é feita no intervalo  $x/u$  a  $T$  porque, para valores de  $T$  menores que  $x/u$  a atividade não atingiu ainda a distância  $x$  e assim o valor  $D_{\text{int}}$  é zero.

A quantidade  $\delta$  representa a dose total em rem que será recebida pela inalação de microcuries durante o tempo de residência no corpo.

Então,  $D_{\text{int}}$  não é a dose liberada durante o tempo  $t$ , mas a dose que eventualmente deverá ser recebida por causa da atividade inalada durante este período de tempo. O valor  $\delta$  depende do radioisótopo, e de como ele é metabolizado pelo organismo. Os iodetos, por exemplo, se localizam na tireóide, e o estrôncio nos ossos, etc.

Em cada rodada, o programa pode calcular doses internas para doze órgãos diferentes desde que forneçamos os valores  $\delta$  correspondentes para cada isótopo.

O valor  $\beta(\text{cm}^3/\text{min})$  representa a taxa de inalação. Um homem padrão é suposto respirar cerca de  $20\text{m}^3$  de ar por dia, sendo que a metade nas 8 horas de trabalho e a outra metade nas horas restantes.

Desde que a zona de exclusão é baseada em duas horas de inalação, consideramos a taxa de respiração correspondente às 8 horas de trabalho, ou seja,  $10\text{ m}^3/8\text{ h}$  ou  $20800\text{ cm}^3/\text{min}$  e para a zona de baixa população  $20\text{ m}^3/24\text{ h}$ , ou  $13900\text{ cm}^3/\text{min}$ .

Os valores  $S_g(x,y,z,u)$  que aparecem na fórmula acima são os mesmos para a dose externa. No Apêndice B mostraremos as modificações em  $S_g$  para se levar em conta a reflexão do solo e inversões térmicas.

Ao fazermos esta análise, consideramos somente um radioisótopo para simplificação. O código AUCRA II considera todos os radioisótopos, pais e filhos correspondentes, e todos os níveis de energia dos raios gama que emitem. O código normaliza para 20 estes níveis.

Apresentaremos a seguir, os principais resultados obtidos para a dose interna considerando os 2 casos estudados.

Os resultados dos cálculos para a dose interna são mostrados nas Figuras 7.5 a 7.18.

Para os cálculos das distâncias de segurança utilizamos os gráficos de números 7.5 a 7.10, para velocidades de vento  $u = 120$  m/min. Os resultados para outras velocidades de vento estão no Apêndice D.

Na Figura 7.5 temos o cálculo da Zona de Exclusão, para o reator Angra-I, para todas as classes de estabilidade em termos de dose versus distância. O valor determinante para a dose interna é de 300 rem na tireoide. Os resultados numéricos em forma de Tabela estão no Capítulo 8. Pode-se notar uma diminuição sensível nas distâncias de segurança com o aumento da instabilidade atmosférica. Por este motivo, utilizaremos o pior caso, ou seja estabilidade F (inversão térmica) para estabelecermos as distâncias de segurança para múltiplas usinas. Por outro lado, a classe de estabilidade E apresenta maior frequência de ocorrência no local de Angra.

A Figura 7.6 mostra os resultados obtidos para a Zona de Baixa População do reator Angra-I para todas as classes de estabilidade.

A Figura 7.7 mostra a Zona de Exclusão dos reatores Angra-II e Angra-III para todas as classes de estabilidade, consideradas separadamente.

A Figura 7.8 mostra os resultados obtidos para a Zona de Baixa População dos reatores Angra-II ou Angra-III, considerando todas as classes de estabilidade, em termos de dose versus distância.

Nas Figuras 7.9 e 7.10 temos os valores da Zona de Exclusão, e Zona de Baixa População dos reatores Angra I e II ou III, para estabilidades E e F, velocidades de vento  $u = 60$  m/min, com dados meteorológicos obtidos na Torre A. A taxa de escape adotada foi de 0,1%/dia.

Os resultados dos cálculos para a dose interna, pelo método de Rasmussen serão apresentados a seguir (Figuras 7.11 a 7.18).

As Figuras 7.11 e 7.12 mostram a dose interna em função da distância para 9 categorias de liberação, para a classe de estabilidade E e F, respectivamente, 2 (duas) horas após liberação. Consideramos também a altura efetiva das emissões, e velocidade do vento  $u = 120$  m/min.

As Figuras 7.13 e 7.14 mostram a dose interna em função da distância durante todo o tempo de liberação, para as classes de estabilidade E e F, respectivamente, e todas as categorias de liberação, velocidade de vento  $u = 120$  m/min, levando-se em conta a altura efetiva das emissões.

As Figuras 7.15 a 7.18 mostram os mesmos cálculos anteriores, mas para altura efetiva  $H = 0$ .

Nas Figuras 7.15 e 7.16 temos a dose interna versus distância, para todas as categorias de liberação,  $u = 120$  m/min, estabilidades E e F, respectivamente, duas horas após liberação, considerando-se a altura efetiva  $H = 0$ .

As Figuras 7.17 e 7.18 mostram os resultados obtidos para a dose interna, para categorias de estabilidade E e F, respectivamente, considerando-se todas as 9 categorias de liberação, durante todo o tempo de liberação e altura efetiva  $H = 0$ .

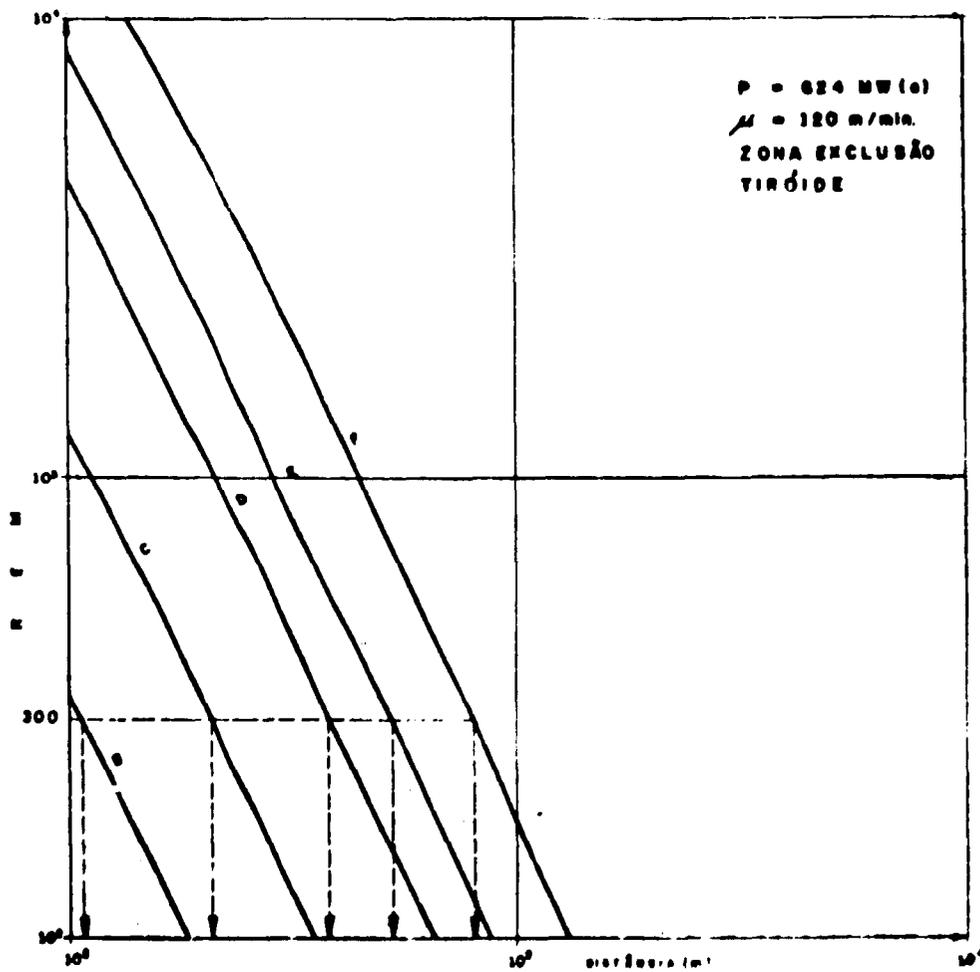


Figura 7.5 – Determinação das Zonas de Exclusão do Reator Angra I, para Todas Estabilidades, Dose na Tiróide com Taxa de 0,1%/d.

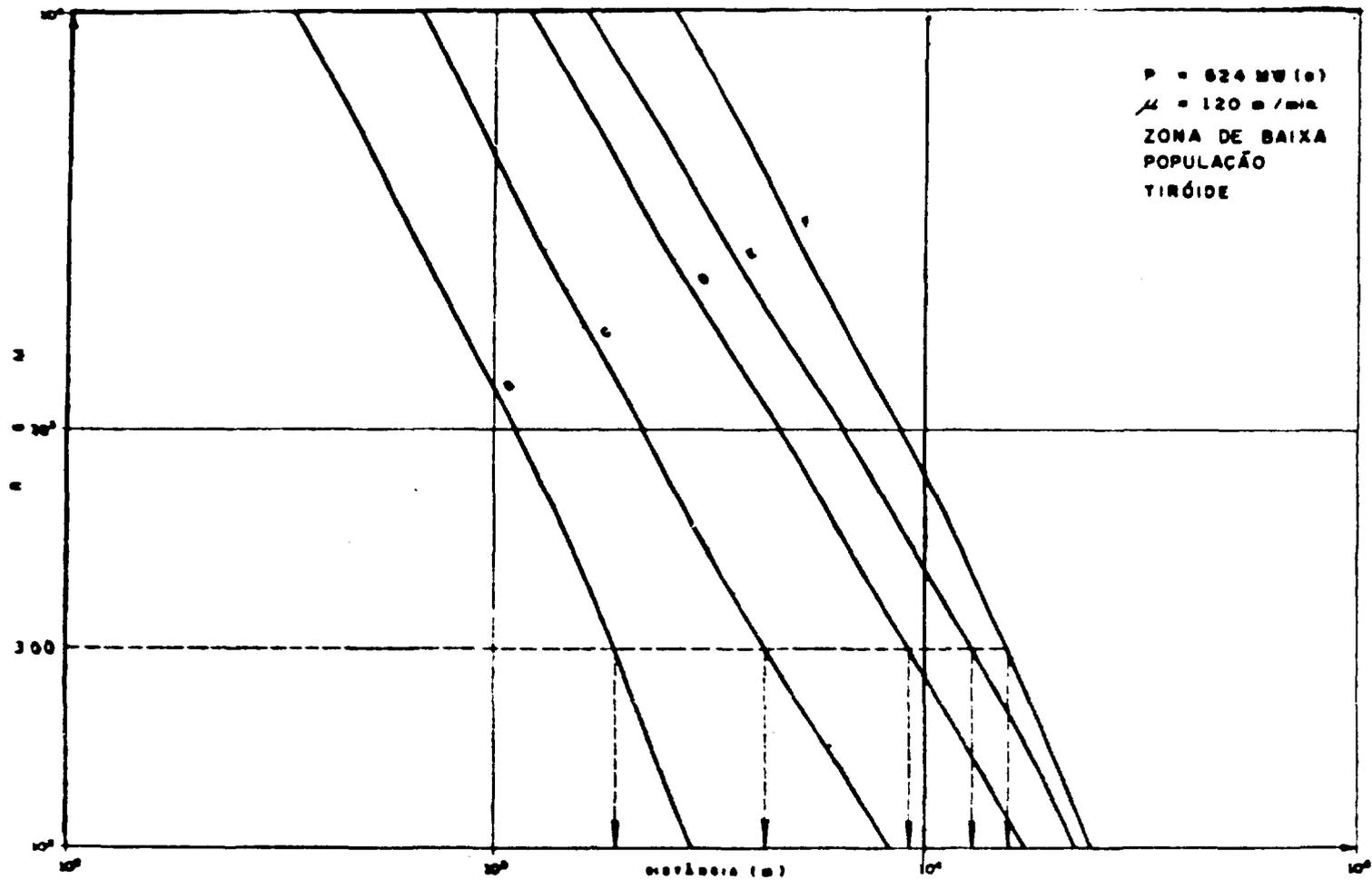
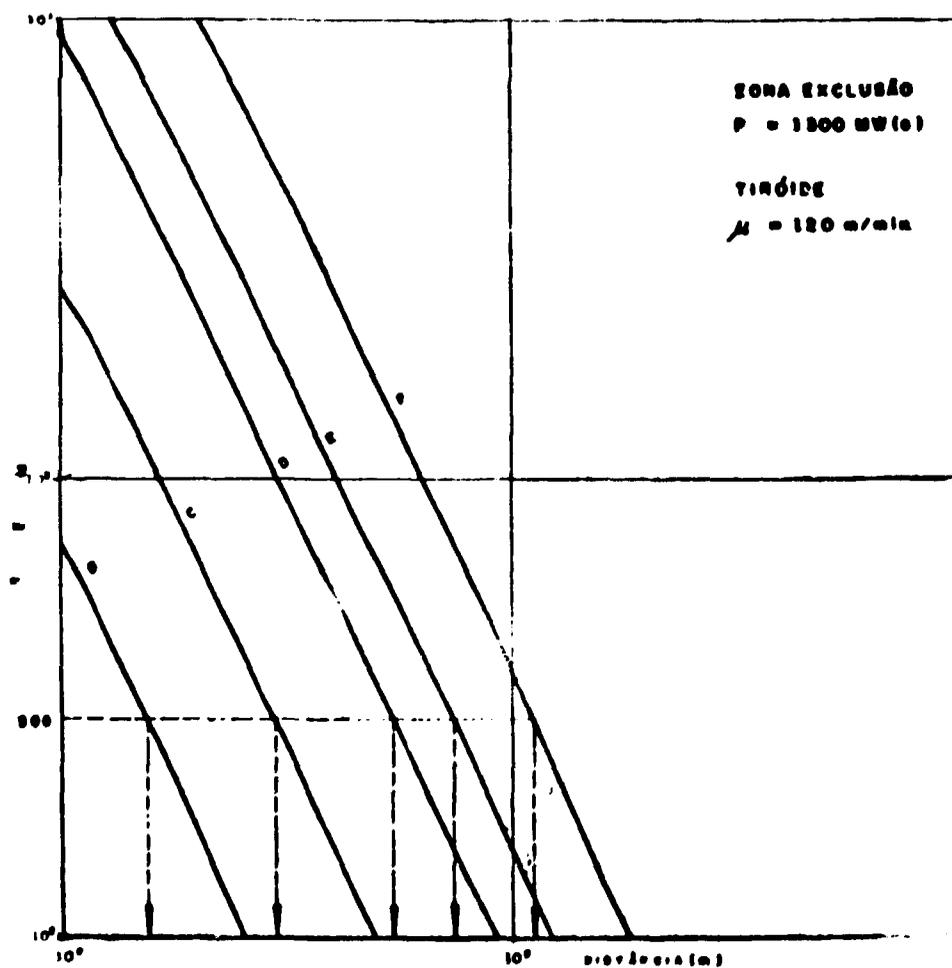


Figura 7.6 – Determinação da Zona de Baixa População do Reator Angra I, para Todas as Classes de Estabilidades, Dose na Tiróide.



**Figura 7.7** Determinação das Zonas de Exclusão do Reator Angra II ou III, Todas Estabilidades, Dose na Tiróide.

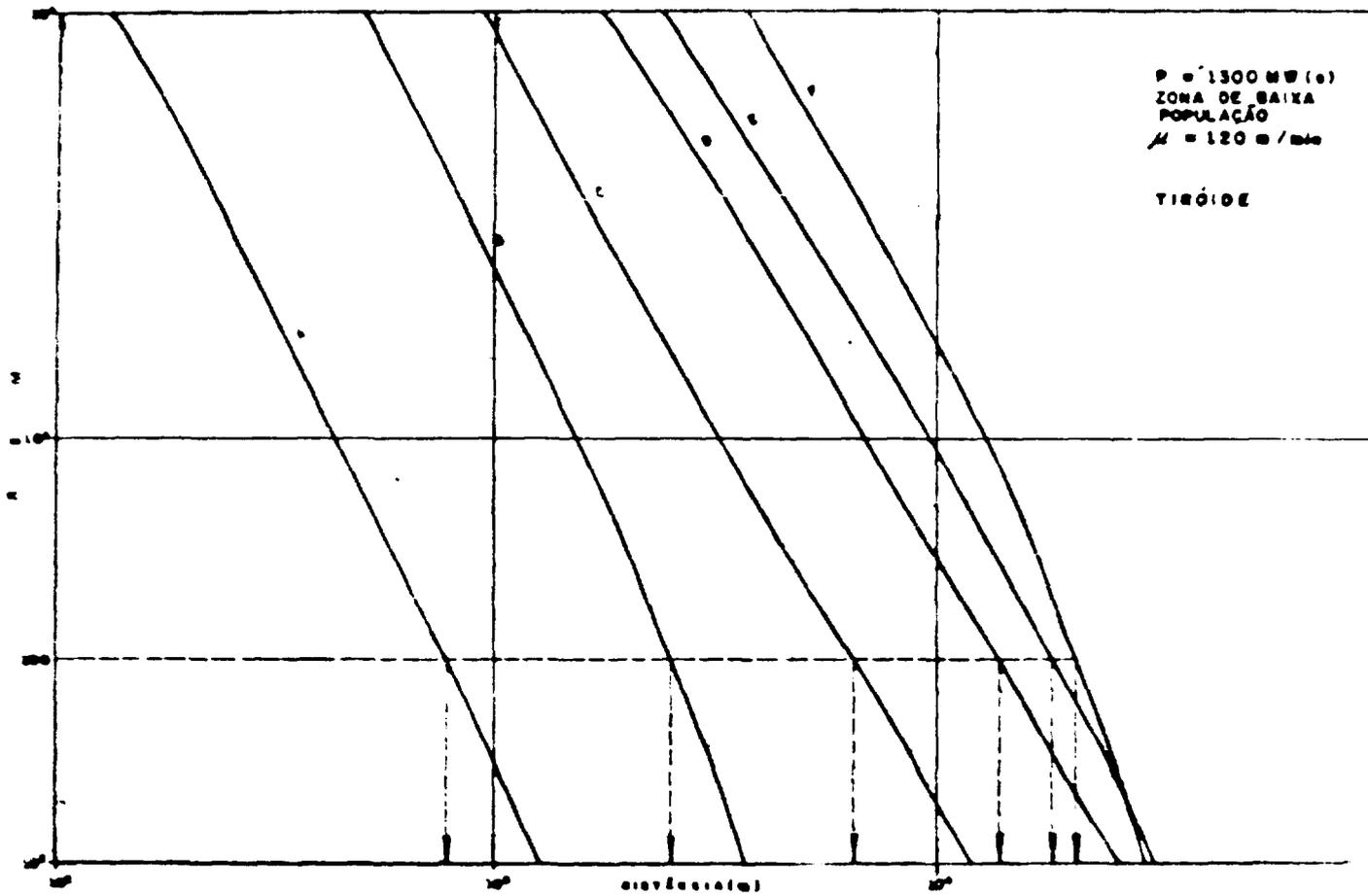


Figura 7.8 – Determinação da Zona de Baixa População do Reator Angra II ou III, para Todas Estabilidades, Dose na Tiróide.



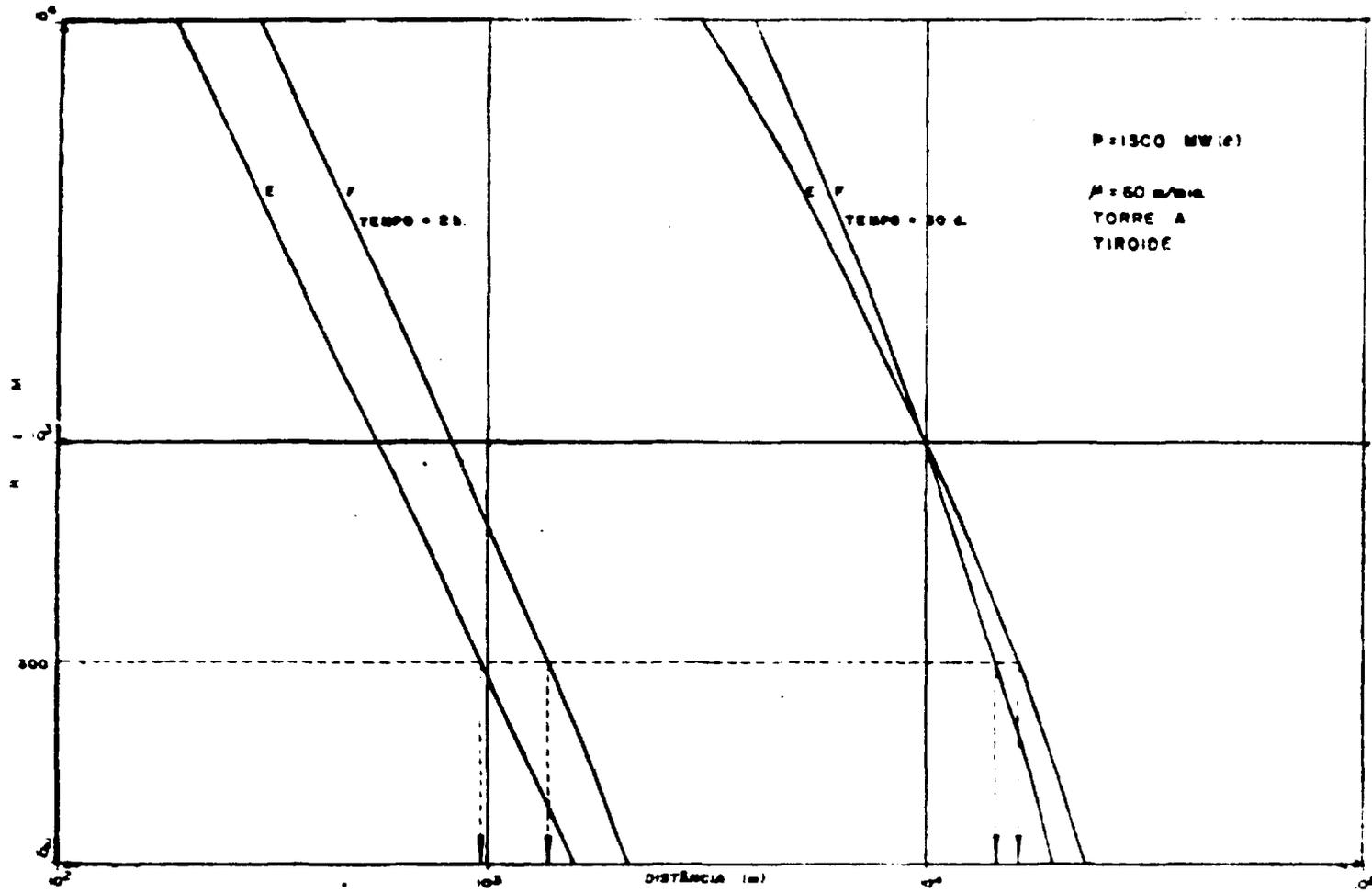


Figura 7.10 - Determinação da Zona de Exclusão e Z.B.P. do Reator Angra II ou III, Torre A, Estabilidades E e F. Dove... Tirolde.

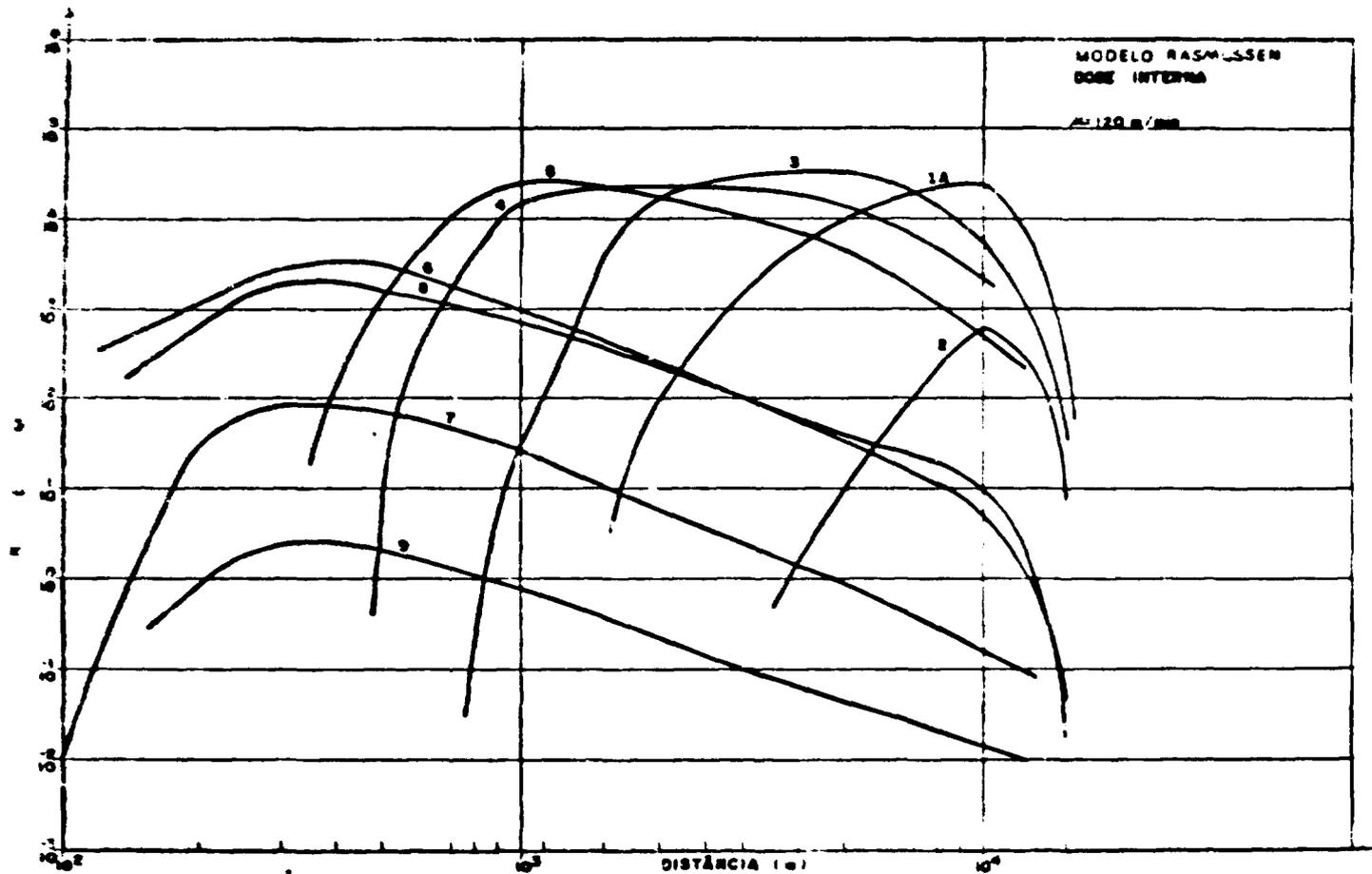


Figura 7.11 – Dose Interna para 9 Tipos de Acidentes, 2 h após Liberação, Estabilidade E, e Considerando Altura Efetiva das Emissões.

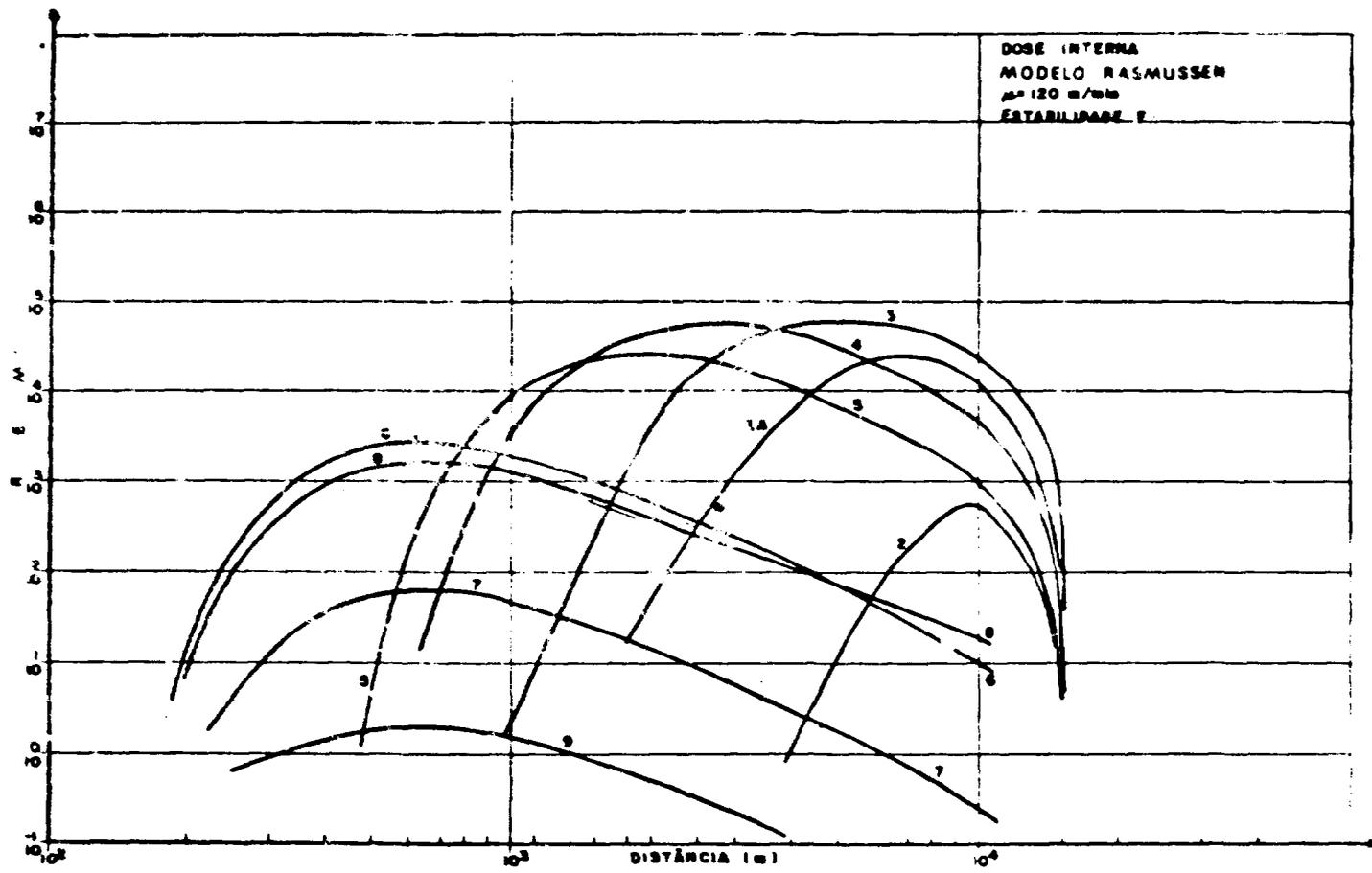


Figura 7.12 – Dose Interna para 9 Tipos de Acidentes, 2 h após Liberação, Estabilidade F, Considerando Altura Efetiva das Emissões.

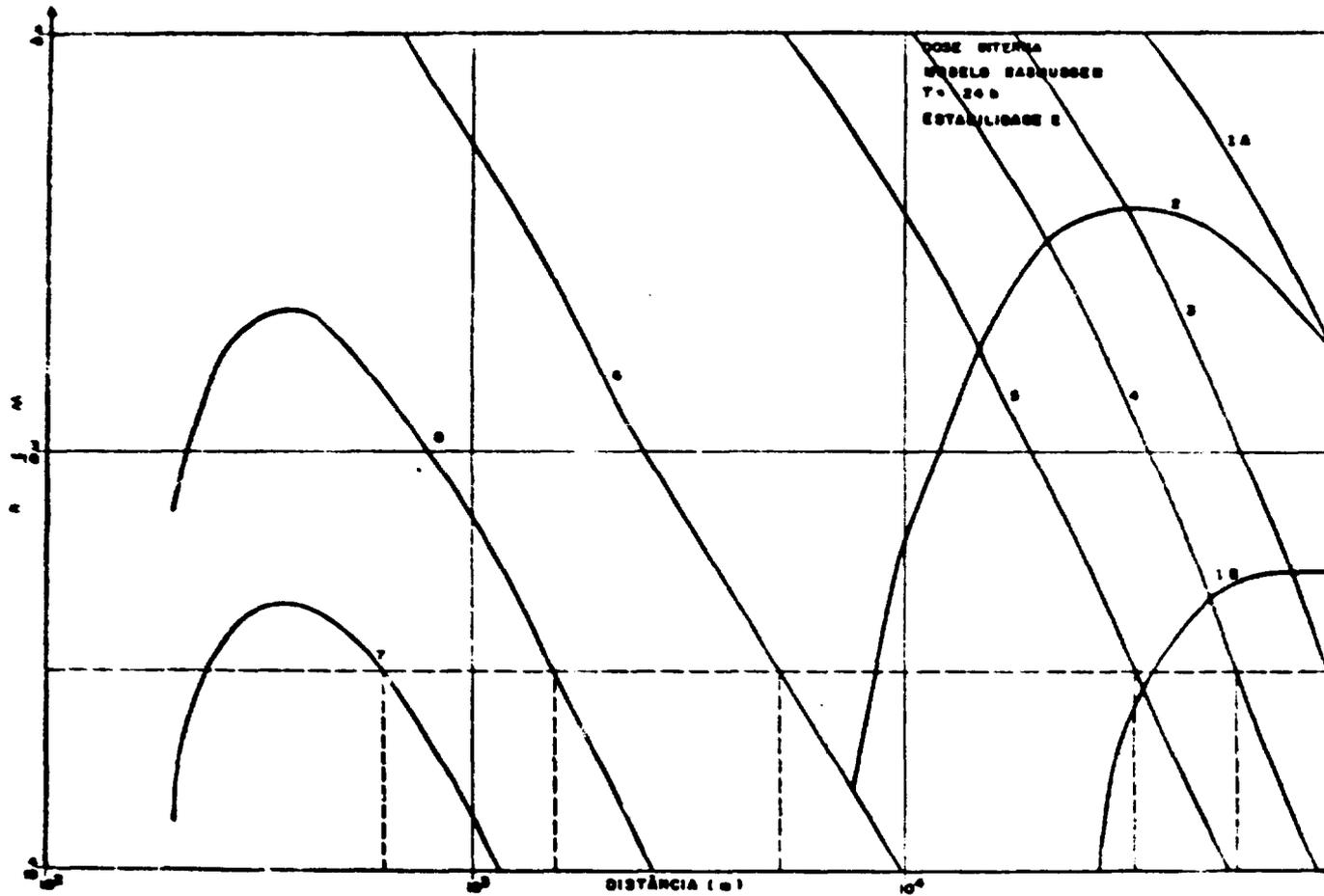


Figura 7.13 - Dose Interna para 9 Tipos de Acidentes, Depois de Toda Liberação, Estabilidade E, Considerando Altura Efetiva das Emissões

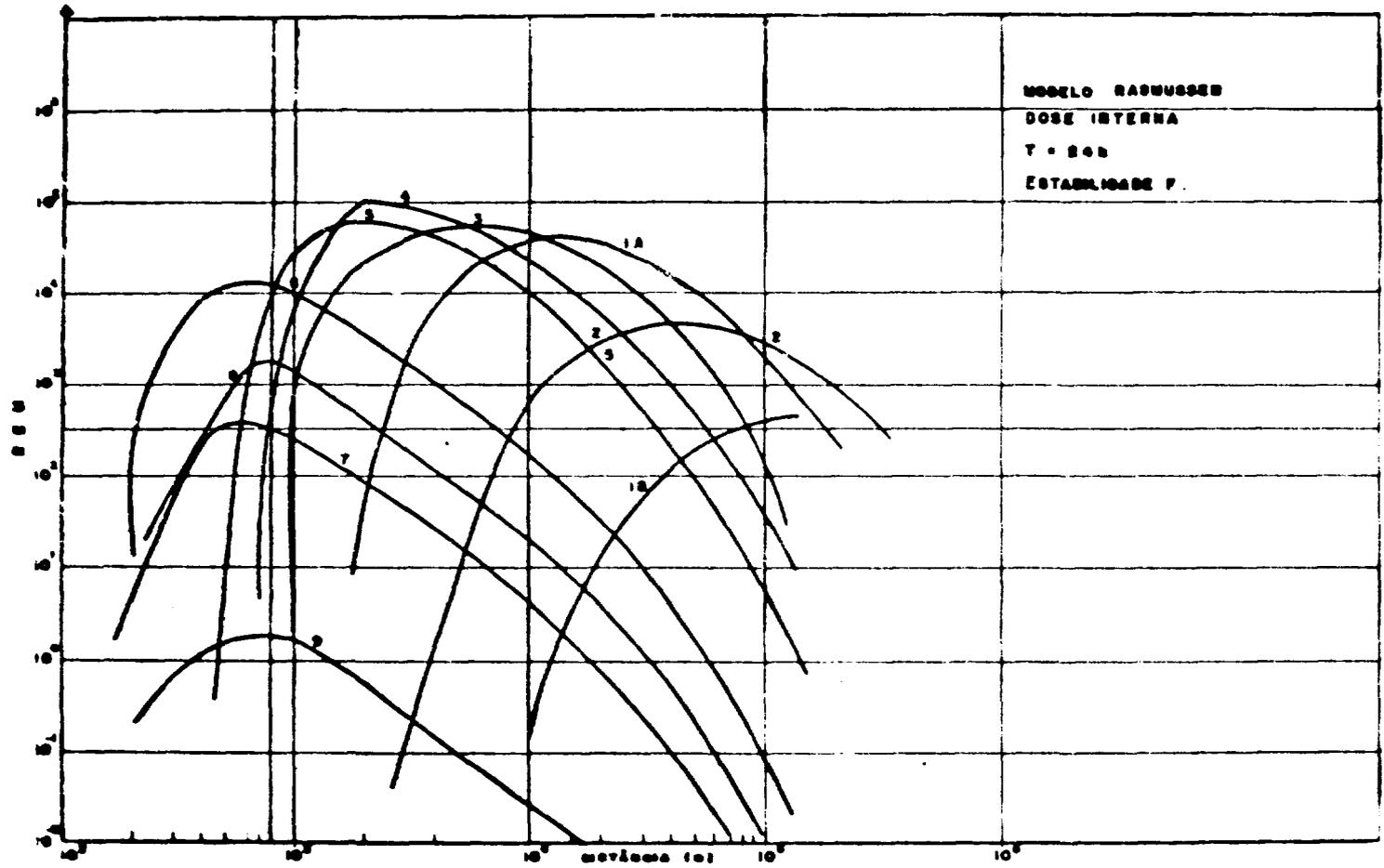


Figura 7.14 – Dose Interna para 9 Tipos de Acidentes, Depois de Toda Liberação, Estabilidade F. Considerando Altura Efetiva das Emissões.

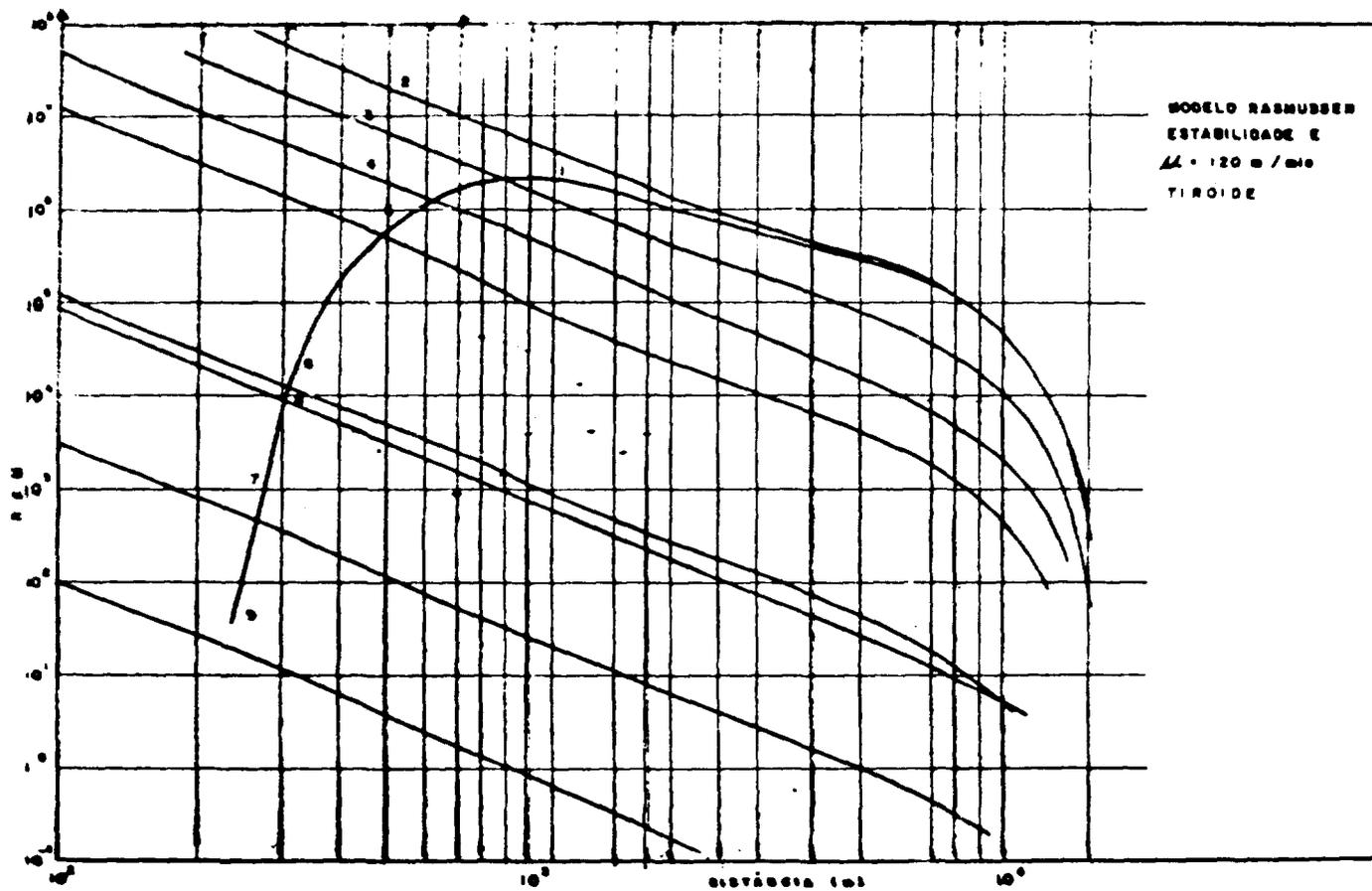


Figura 7.15 - Dose Interna para 9 Tipos de Acidentes, 2 h após Liberação, Estabilidade E, e Altura Efetiva  $H = 0$ .

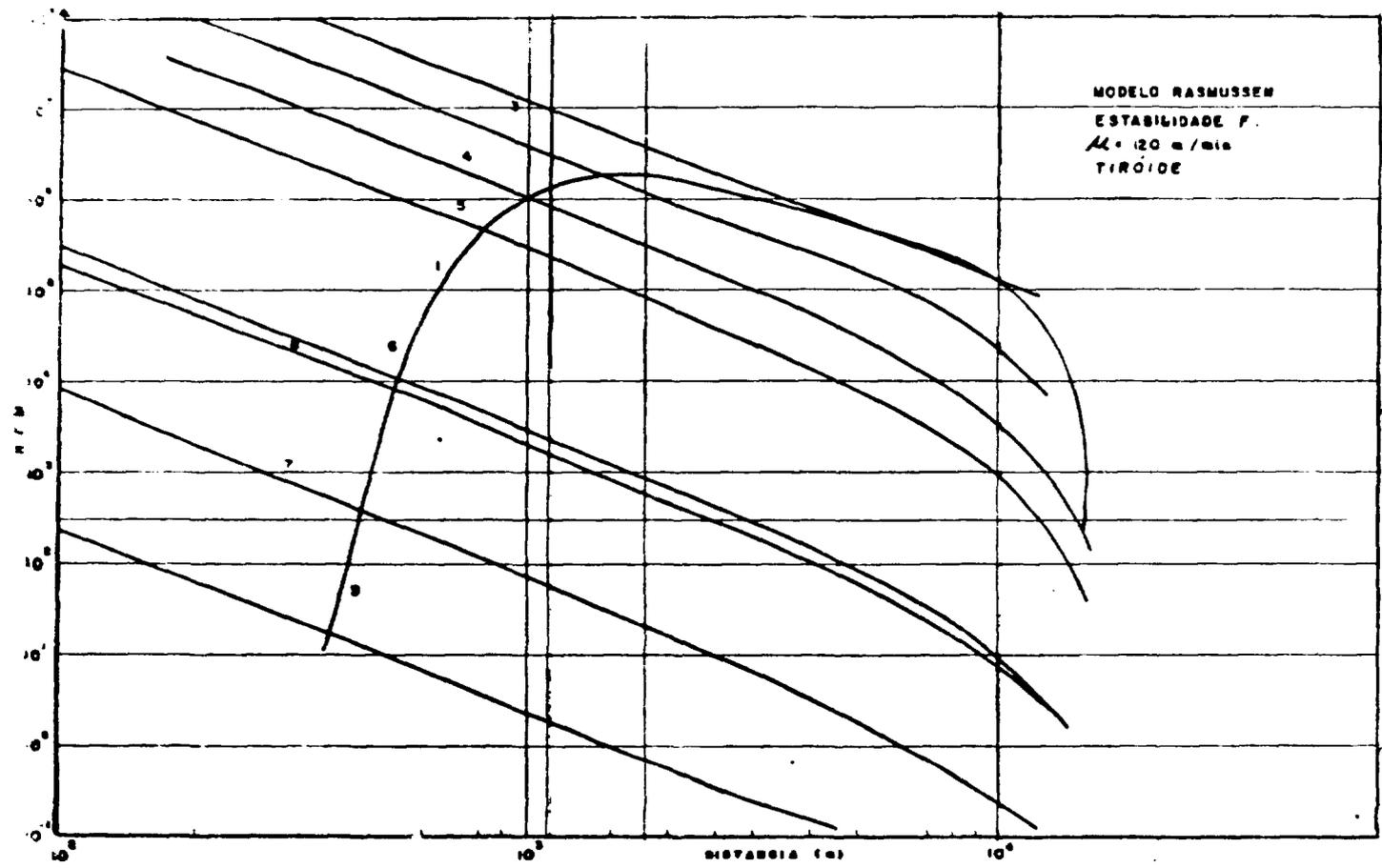


Figura 7.16 - Dose Interna para 9 Tipos de Acidentes, 2 h após Liberação, Estabilidade F, Considerando Altura Efetiva H = 0.

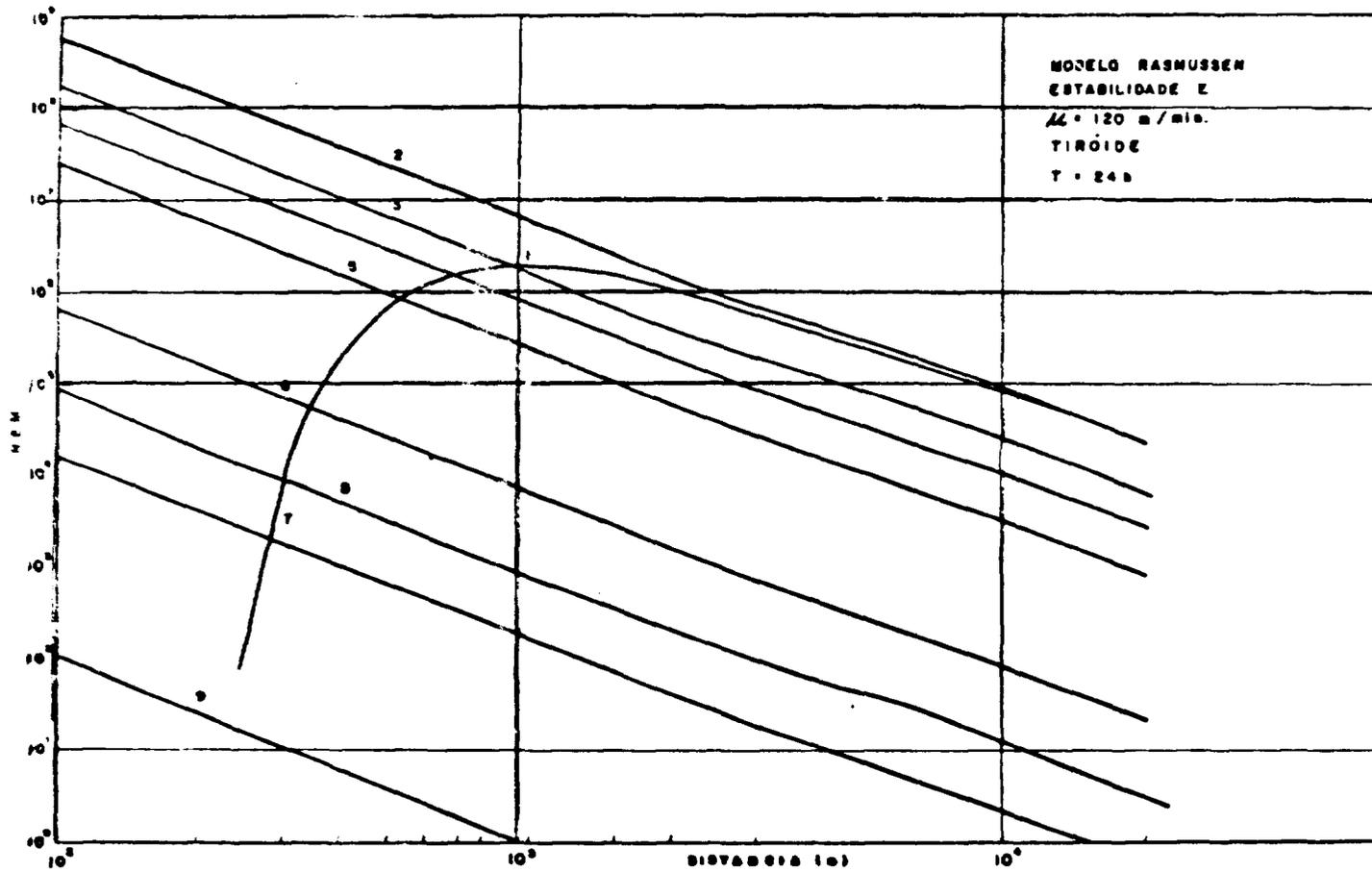


Figura 7.17 – Dose Interna para 9 Tipos de Acidentes, 24 h após Liberação, Estabilidade F, e Considerando Altura Efetiva  $H = 0$ .

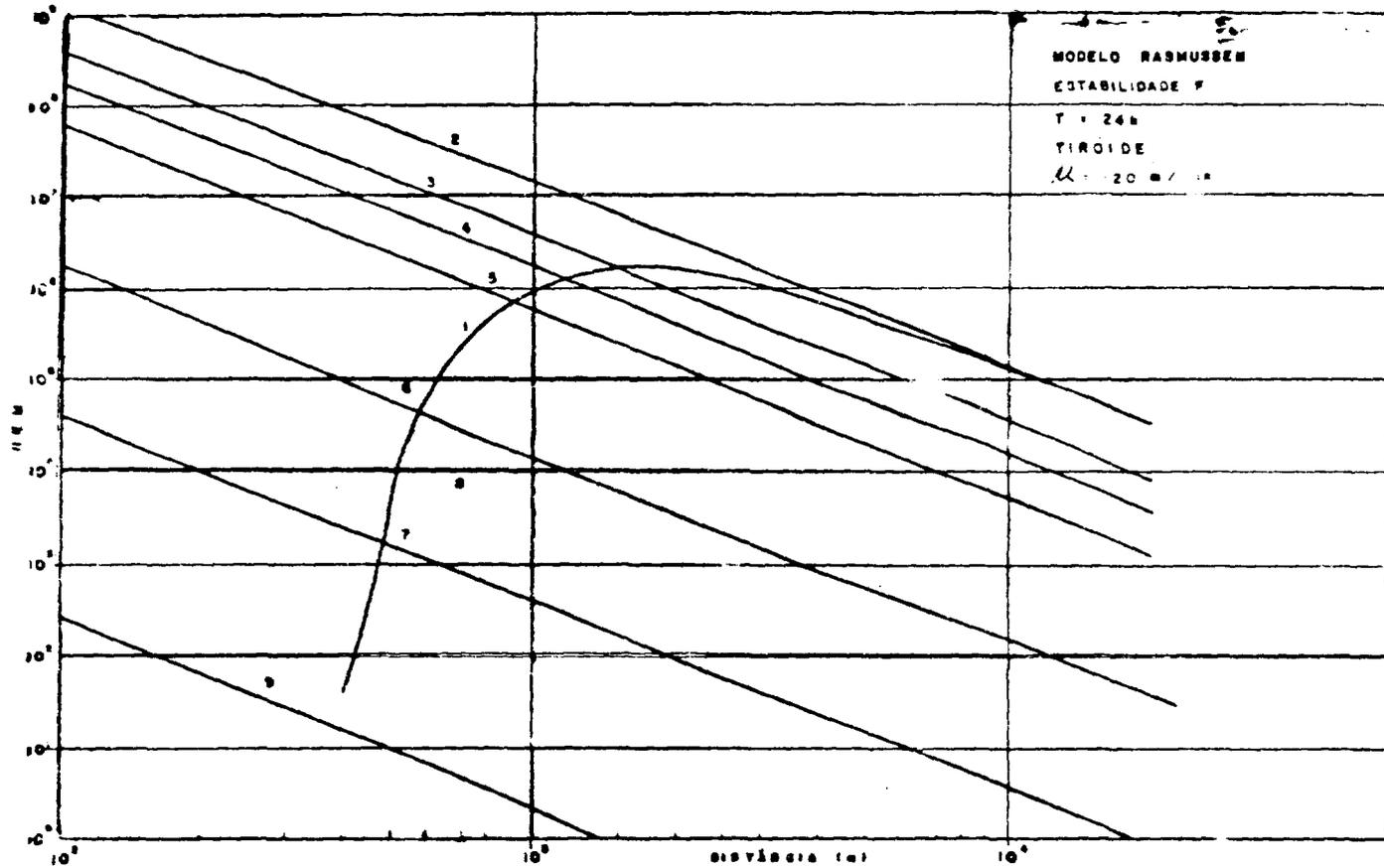


Figura 7.18 - Dose Interna para 9 Tipos de Acidentes, 24 h após Liberação, Estabilidade F, e Altura Efetiva H = 0.

#### 7.4 – Contaminação do Solo

O fator determinante da contaminação do solo é a velocidade de deposição de partículas.

Analisando este fato, Gregory<sup>(18)</sup> (1941) concluiu que a taxa de deposição era proporcional à concentração ao nível do solo.

Chamberlain<sup>(9)</sup>, em 1953, definiu a razão da taxa de deposição para a concentração imediata do ar ao nível do solo, como velocidade de deposição sendo  $w = V_d \chi(x, y, 0)$ .

Esta fórmula pode ser usada como um instrumento experimental para calcular  $V_d$  através de medidas do campo ou laboratório de  $w$  e  $\chi$ , e pode ser aplicada para gases, vapores e partículas.

Para levar em conta o decaimento da nuvem devido à deposição de partículas, Chamberlain (1953) modificou a equação de Sutton de modo que o termo original de intensidade da fonte  $Q_0$  foi mudado para um termo de origem efetiva  $Q'_x$ .

A fórmula Gaussiana da difusão atmosférica foi modificada como segue:

$$w(x, y) = V_d \chi(x, y, 0)$$

e

$$w(x, y) = \frac{V_d Q'_x}{(2\pi)^{1/3} u \sigma_x \sigma_y \sigma_z} \exp - \left\{ \frac{(x - x_0)^2}{2\sigma_x^2} + \frac{(y - y_0)^2}{2\sigma_y^2} + \frac{(z - z_0)^2}{2\sigma_z^2} \right\}$$

onde,  $w(x, y)$  é a deposição superficial em  $(x, y)$ ;  $Q'_x$  é a fonte residual na distância  $x$ . O programa ACRA-II leva em conta estas modificações de acordo com a modificação proposta por Chamberlain.

Apresentaremos a seguir os resultados dos cálculos para Contaminação do Solo (Figuras 7.19 a 7.22).

Os resultados obtidos pela primeira hipótese encontram-se nas Figuras 7.19 e 7.20, para velocidade de vento  $u = 120$  m/min. Outros resultados com velocidade de vento diferentes encontram-se no Apêndice D.

A Figura 7.19 mostra a contaminação do solo em  $Ci/m^2$  em função da distância do reator Angra-I, 30 dias após o acidente, considerando-se todas as classes de estabilidade atmosférica, com taxa de escape de 0,1%/dia.

A Figura 7.20 mostra a contaminação do solo, para um reator de 1300 MW(e), Angra-II e III, 30 dias após o acidente, com taxa de escape 0,1%/dia.

As Figuras 7.21 e 7.22 mostram a contaminação do solo, obtidas considerando-se o método de Rasmussen, 30 dias após o acidente, para estabilidades E e F, respectivamente, para todas as categorias de liberação,  $u = 120$  m/min, doses em  $Ci/m^2$  em função da distância do reator. Os valores de contaminação do solo obtidos com velocidades de vento  $u = 107$  m/min e  $u = 188$  m/min encontram-se no Apêndice D. Estes valores constam dos dados meteorológicos fornecidos e são os valores extremos da variação da velocidade do vento para uma dada condição de estabilidade, conforme explicado no capítulo 5.

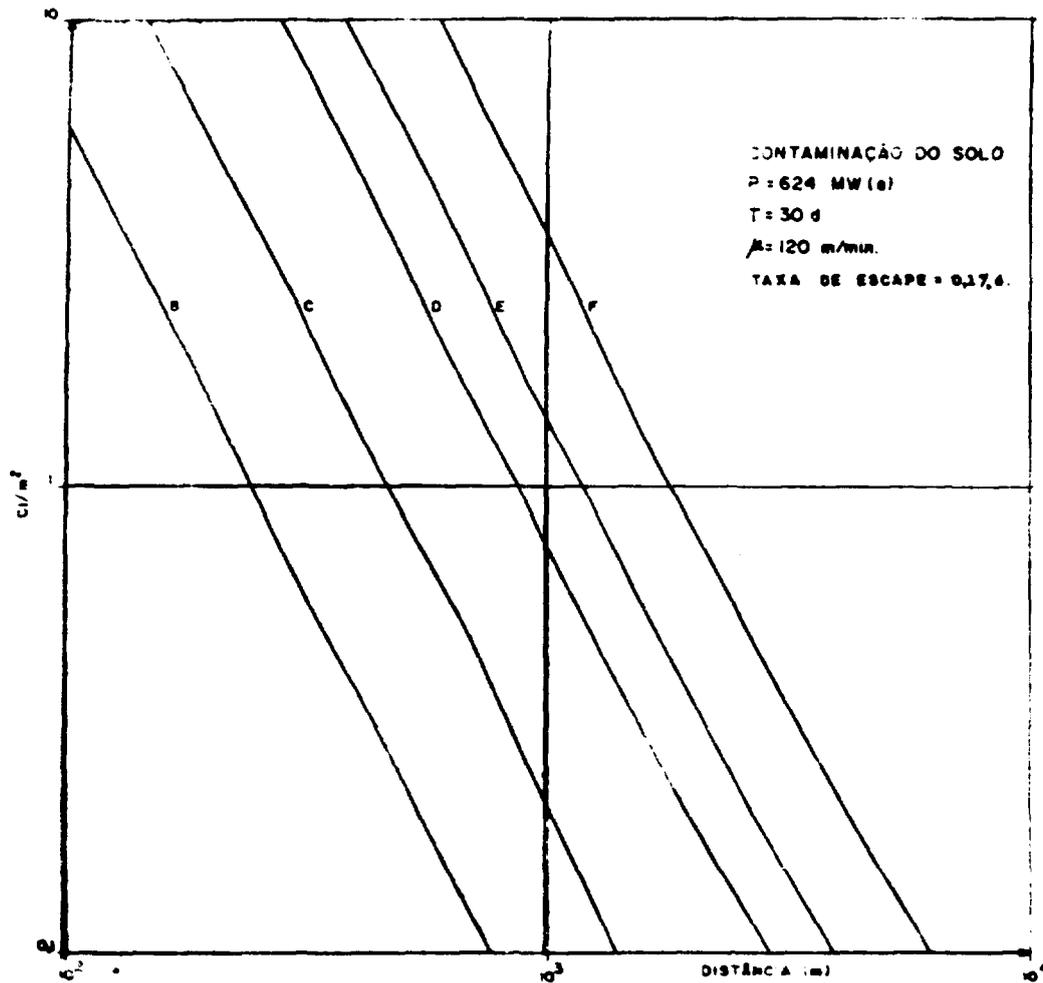


Figura 7.19 – Contaminação do Solo, Reator Angra I, LR = 0,1%/d, 30 d após Acidente.

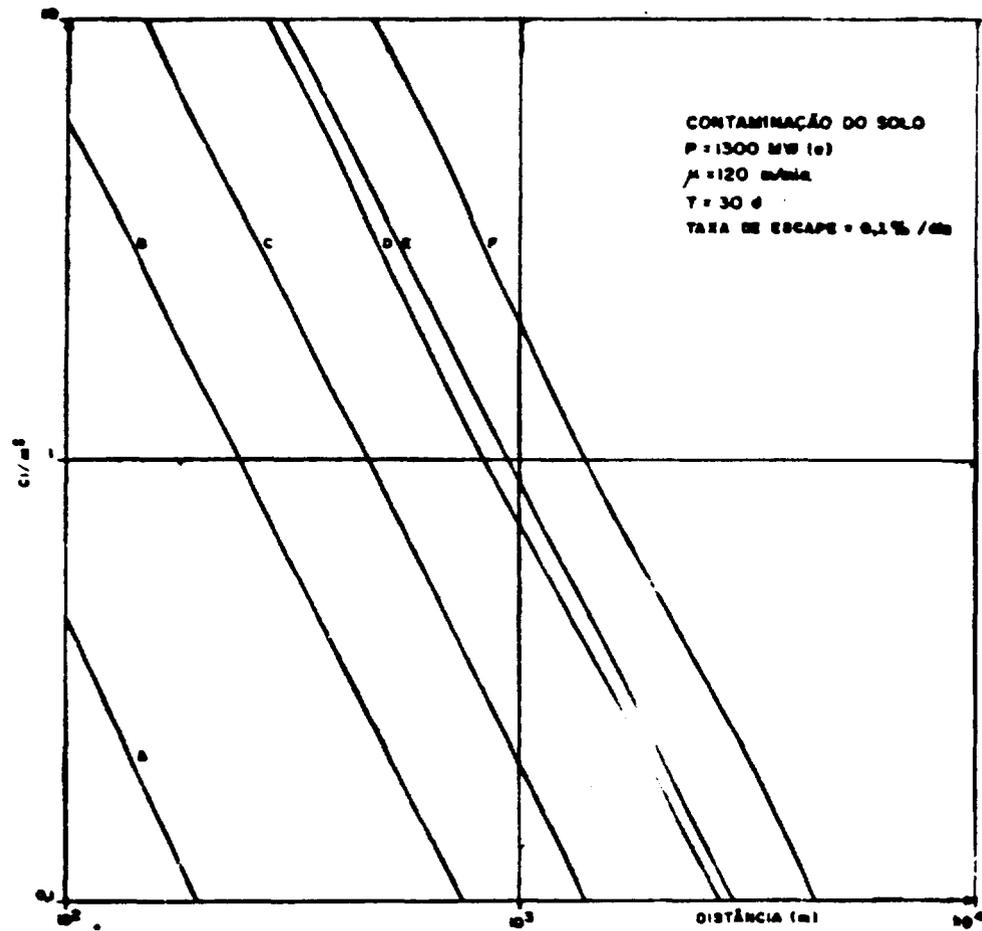


Figura 7.20 – Contaminação do Solo, Reator Angra II ou III, 30 d após Acidente.

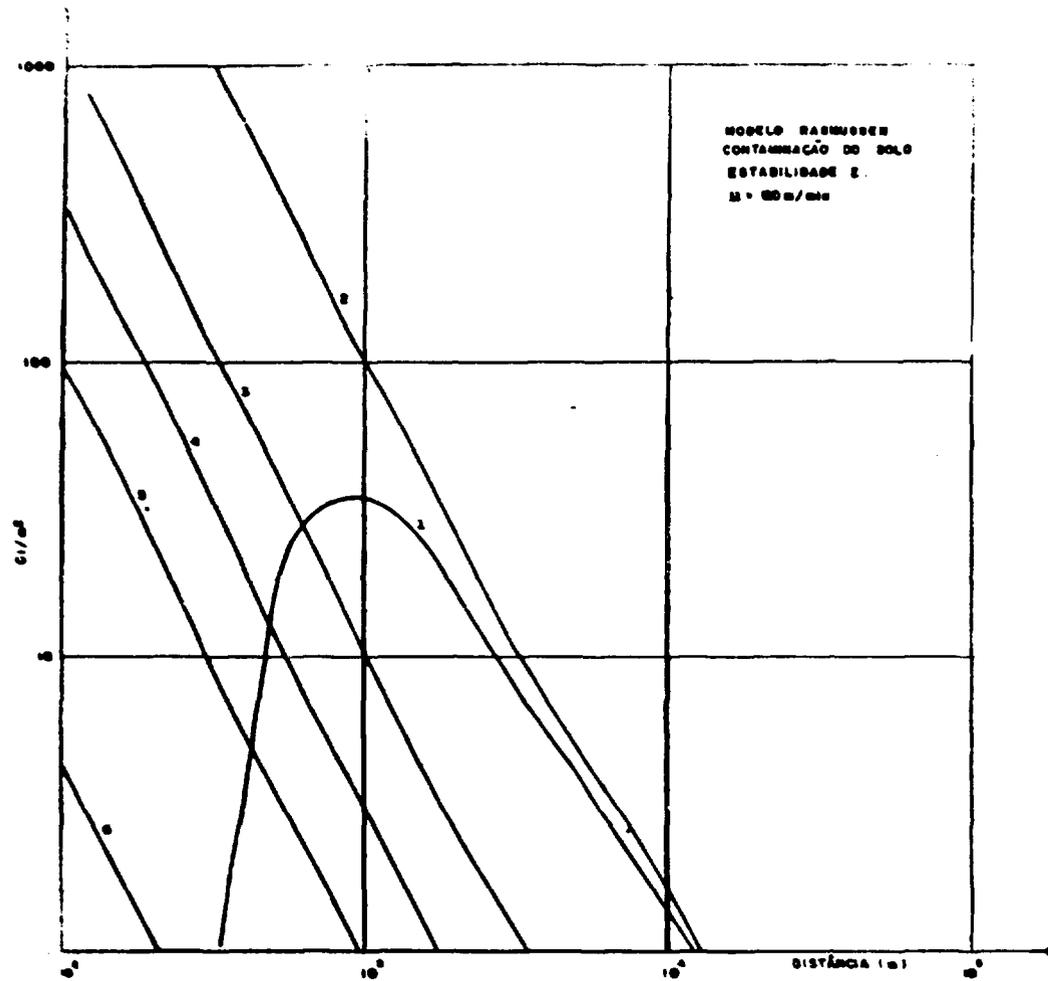


Figura 7.21 – Contaminação do Solo para 6 Categorias de Liberação, Estabilidade E.

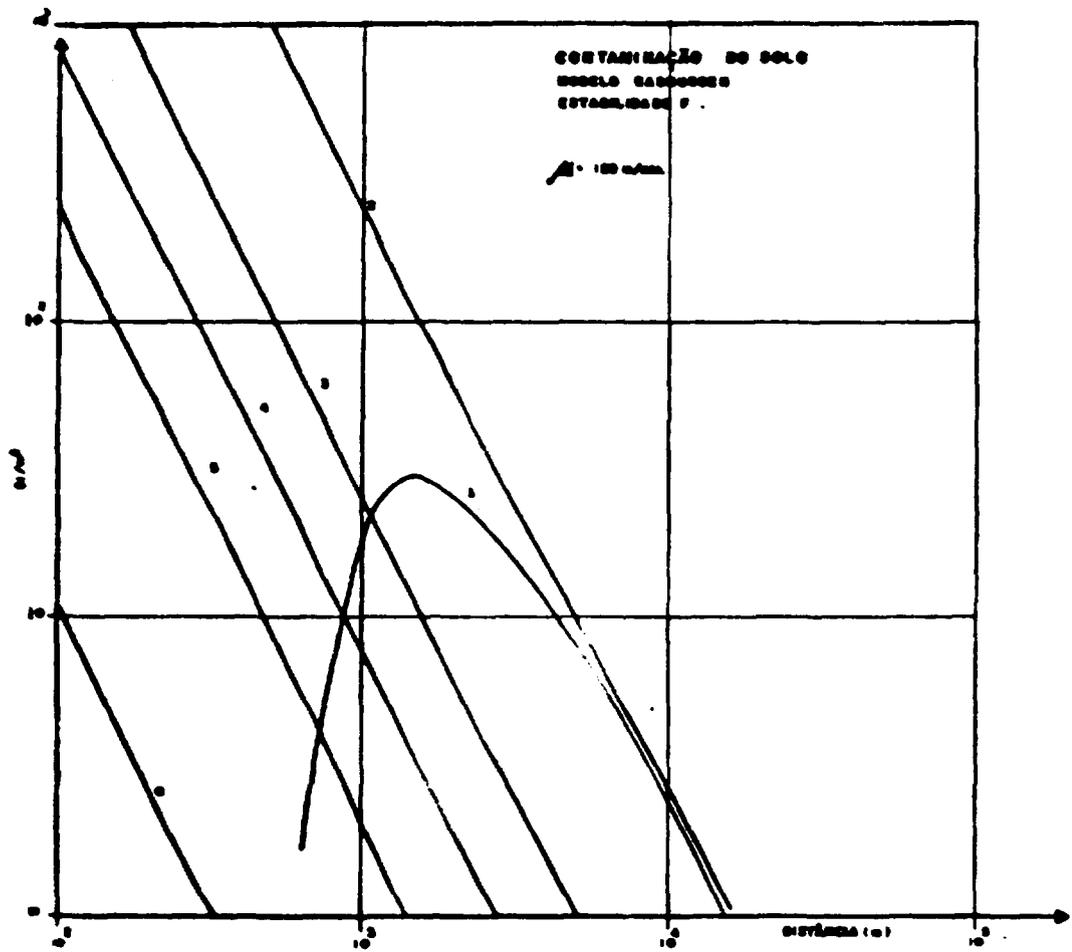


Figura 7.22 - Contaminação do Solo para 6 Categorias de Liberação, Estabilidade F.

## 8 – RESULTADOS E CONCLUSÕES

### 1º CASO: Método de MAC

Considerando todos os parâmetros discutidos nos Capítulos anteriores e utilizando-se dos gráficos apresentados, obtivemos as distâncias de segurança para os reatores Angra I, II e III a partir dos dados meteorológicos obtidos nas Torres A e D para todas as condições de estabilidade atmosférica.

Os dados obtidos na Torre A diferem dos da Torre D somente para as classes de estabilidade E e F. Para as outras classes de estabilidade eles são semelhantes.

Os resultados dos cálculos efetuados para o reator Angra I, ou seja, Zona de Exclusão, Zona de Baixo Índice de População e Distância de Centros de População, encontram-se nas Tabelas VIII.1, VIII.2, e VIII.3, para 3 velocidades de vento representativas.

Tabela VIII.1

Zonas de Exclusão do Reator Angra I  
(Torre A, junto ao Reator) – Raio em Metros

Estabilidades	Velocidades u(m/min)		
	27	60	81
E	880	710	640
F	1170	1050	1000

Tabela VIII.2

Zonas de Baixa População para o Reator Angra-I  
(Torre A) – Raio em Metros

Estabilidades	Velocidades u(m/min)		
	27	60	81
E	8900	13200	13700
F	7200	12000	14500

Tabela VIII.3

Distâncias de Centro de População do Reator Angra-I  
(Torre A) – Raio em Metros

Estabilidades	Velocidades u(m/min)		
	27	60	81
E	11837	17550	20880
F	9756	15960	19280

Os resultados obtidos com os dados obtidos na Torre D encontram-se nas Tabelas VIII.4 a VIII.6, a seguir:

Tabela VIII.4

Zonas de Exclusão para o Reator Angra I  
(Torre D; veja Figura 5.2) – Raio em Metros

Estabilidades	Velocidades u(m/min)		
	107	120	188
A	–	–	–
B	116m	107	–
C	218	205	175
D	405	381	342
E	542	525	440
F	810	800	740

Tabela VIII.5

Zonas de Baixa População do Reator Angra-I  
(Torre D) – Raio em Metros

Estabilidades	Velocidades u(m/min)		
	107	120	188
A	650	–	–
B	2000	1900	1380
C	4700	4290	3430
D	9400	9200	7800
E	13000	12800	12000
F	15000	15500	15400

Tabela VIII.6

Distâncias de Centro de População do Reator Angra-I  
(Torre D) – Raio em Metros

Estabilidades	Velocidades u(m/min)		
	107	120	188
A	864	–	–
B	2600	2527	1835
C	6251	5705	4581
D	12502	12236	10374
E	17290	17024	15960
F	19950	20615	20482

Por recomendação verbal do Dr. Alfred Kraut e de Heinn Bonnemper, do Instituto de Segurança de Reatores, da Alemanha Ocidental, utilizamos os valores obtidos na Torre D como representativos do cálculo das distâncias de segurança, dado as condições topográficas de Angra e o método de Pasquill utilizado no cálculo.

Considerando-se então o valor médio da velocidade do vento, de 120 m/min, e a condição de estabilidade F, teremos uma área de exclusão de 800 m em torno do reator Angra-I. Este resultado coincidiu com os cálculos efetuados por uma firma norte-americana, a NUS, contratada por FURNAS, para fazer o estudo de avaliação do local do reator Angra-I.

Para a mesma classe de estabilidade F, temos para a Zona de Baixo Índice de População um valor de 15500 m e Distância de Centro de População de 20615 m.

Os resultados dos cálculos efetuados para os reatores Angra-II e Angra-III, de 1300 MW(e) cada, utilizando-se de dados meteorológicos efetuados na Torre A, estão nas Tabelas VIII.7, VIII.8, VIII.9 e, os resultados obtidos com os dados meteorológicos fornecidos pela Torre D encontram-se nas Tabelas VIII.10, VIII.11, VIII.12. Essas zonas foram obtidas considerando-se acidentes hipotéticos independentes.

Tabela VIII.7

Zonas de Exclusão dos Reatores Angra-II e III  
(Torre A) – Raio em Metros

Estabilidades	Velocidades u (m/min)		
	27	60	81
E	1300	950	910
F	1400	1370	1370

Tabela VIII.8

Zonas de Baixa População para os Reatores Angra-II e III  
(Torre A) – Raio em Metros

Estabilidades	Velocidades u (m/min)		
	27	60	81
E	10500	16000	17700
F	8300	14300	17700

Tabela VIII.9

Distâncias de Centro de População para os Reatores Angra-II e III  
(Torre A) – Raio em Metros

Estabilidade:	Velocidades u(m/min)		
	27	60	81
E	13965	21280	23541
F	11039	19019	23541

Tabela VIII.10

Zonas de Exclusão dos Reatores Angra-II e III  
(Torre D) – Raio em Metros

Estabilidade	Velocidades u(m/min)		
	107	120	188
A			
E	170	155	—
C	310	300	255
D	580	550	500
E	760	740	660
F	1140	1120	1040

Tabela VIII.11

Zonas de Baixa População dos Reatores Angra-II e Angra-III  
(Torre D) – Raio em Metros

Estabilidades	Velocidades u(m/min)		
	107	120	188
A	890	780	500
B	2650	2500	1950
C	6700	6500	5100
D	13600	13700	12000
E	17000	18200	18000
F	19300	20600	23600

Tabela VIII.12

Distâncias de Centro de População para os Reatores-II e III  
(Torre D) – Raio em Metros

Estabilidades	Velocidades u(m/min)		
	107	120	188
A	1184	1037	655
B	3524	3325	2594
C	8911	8645	6783
D	18088	18221	15960
E	22610	24206	23940
F	25669	27398	31338

Considerando-se, então, uma velocidade média de vento de  $u = 120$  m/min, temos os seguintes valores para as distâncias de segurança baseando-se na Torre D e para os reatores de 1300 MW(e) sob condição de estabilidade F: Zona de Exclusão de 1120 m, Zona de Baixo Índice de População de 20600 m e Distância de Centro de População de 27398 m. Com estes valores vamos estabelecer um critério para a zona de exclusão para usinas múltiplas.

Dois casos podem ser considerados: no primeiro, vamos admitir que não haja simultaneidade de acidentes nos três reatores considerados. Deste modo, a zona de exclusão para os três reatores será definida pela envoltória externa das Áreas de Exclusão dos três reatores conforme acima estabelecidas (ver Figura VIII.1).

No segundo caso, admitindo-se uma simultaneidade de acidentes, causado por um agente externo, a zona de exclusão teria neste caso, um contorno definido pela soma das doses correspondentes a cada reator. Neste caso, este contorno se assemelha a um círculo cujo centro se localiza próximo à Unidade II, com um raio de cerca de 1780 m (ver Figura 8.1).

## 2º CASO: Método de Rasmussen

Utilizando-se os parâmetros de liberação fornecidos pela Tabela II.5, fizemos estimativas de doses em função da probabilidade de ocorrência de acidentes.

Calculou-se a dose externa, dose interna e contaminação do solo para as nove categorias de acidentes analisados por Rasmussen.

Neste cálculo, foi considerada a altura efetiva das emissões conforme apresentado no capítulo 4.

Os resultados dos cálculos de doses foram apresentados no capítulo 7, nas Figuras 7.1 a 7.4 e Figuras 7.11 a 7.13, e a partir destes resultados fizemos o cálculo da distribuição da probabilidade para as doses externa e interna para várias distâncias de exclusão em 800 m, 1120 m e 1780 m, estabilidades E e F, cujos resultados estão apresentados nas Figuras 8.2 a 8.13.

Analisando estes gráficos, podemos notar que, para a zona de exclusão de 800 m temos uma probabilidade associada de ocorrência de acidentes de  $2.4 \cdot 10^{-6}$  por reator-ano, considerando condição de estabilidade E e altura efetiva das emissões.

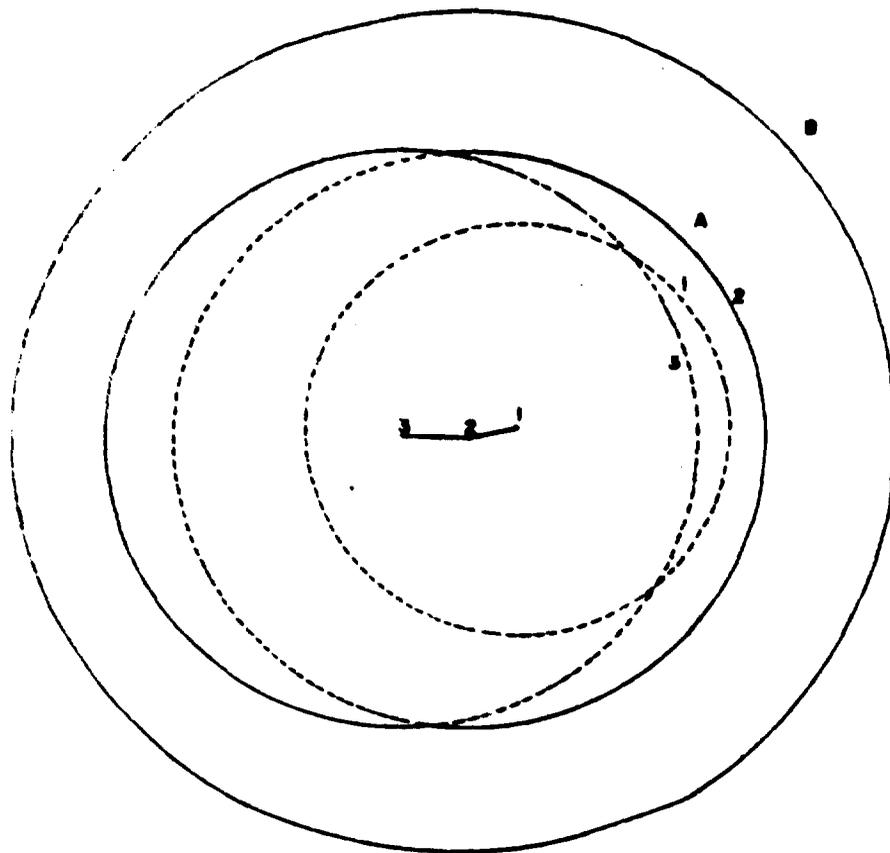


Figura 8.1 - Áreas de Exclusão para Reatores Múltiplos no Local de Angra.  
A = limite da área de exclusão para acidentes não simultâneos.  
B = limite da área de exclusão para acidentes simultâneos.

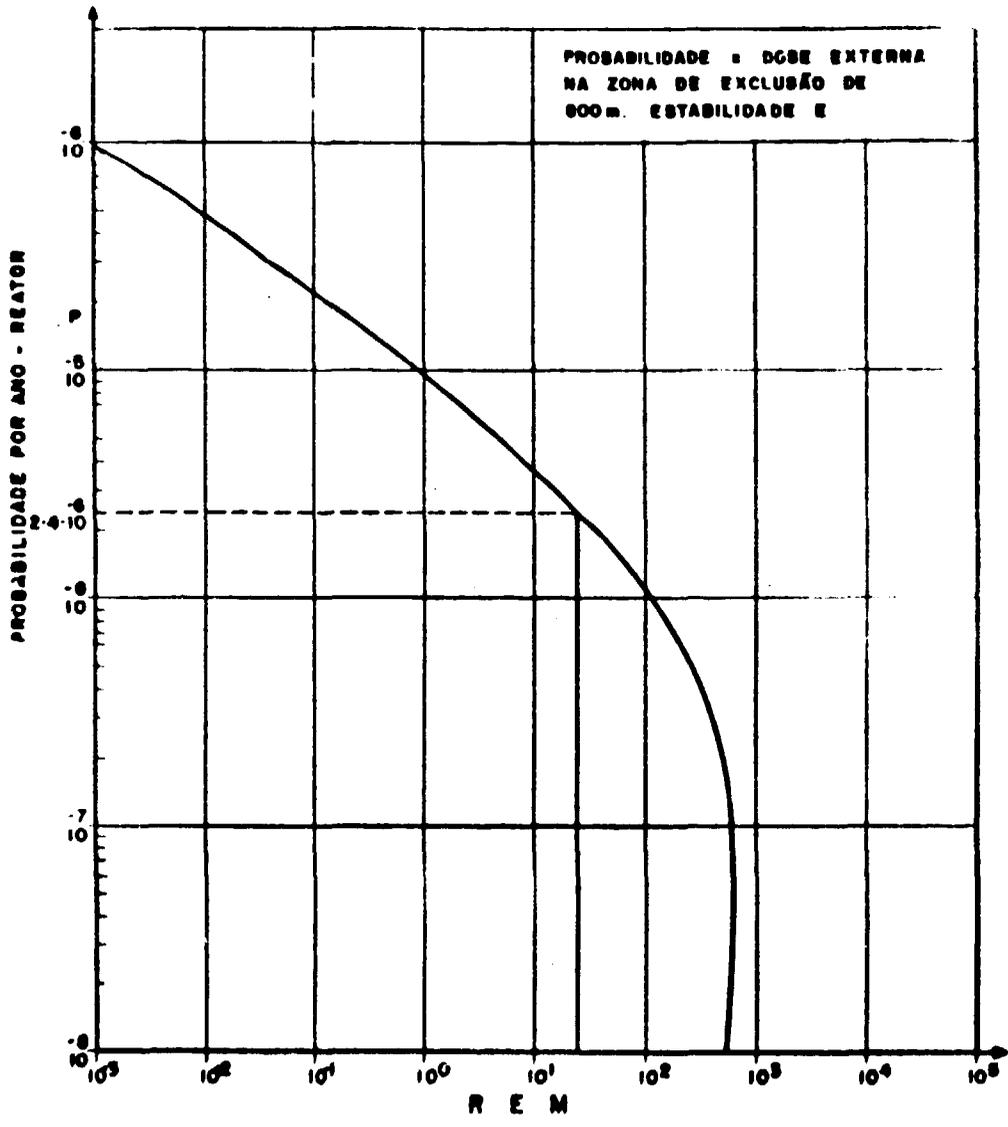


Figura 8.2 Distribuição de Probabilidade para Dose Externa na Zona de Exclusão de 800 m, Estabilidade E.

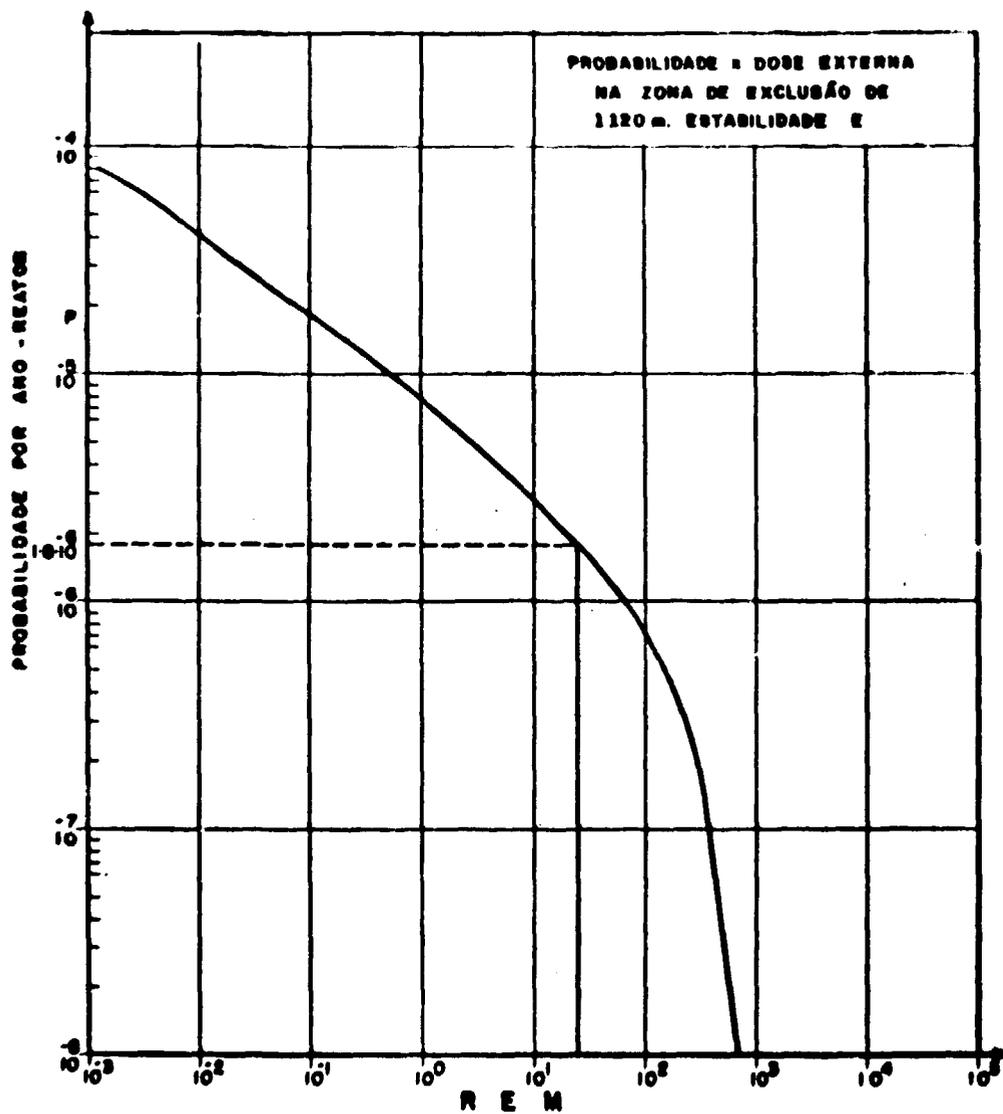


Figura 8.3 -- Distribuição de Probabilidade para Dose Externa na Z. E. de 1.120 m. e Estabilidade E.

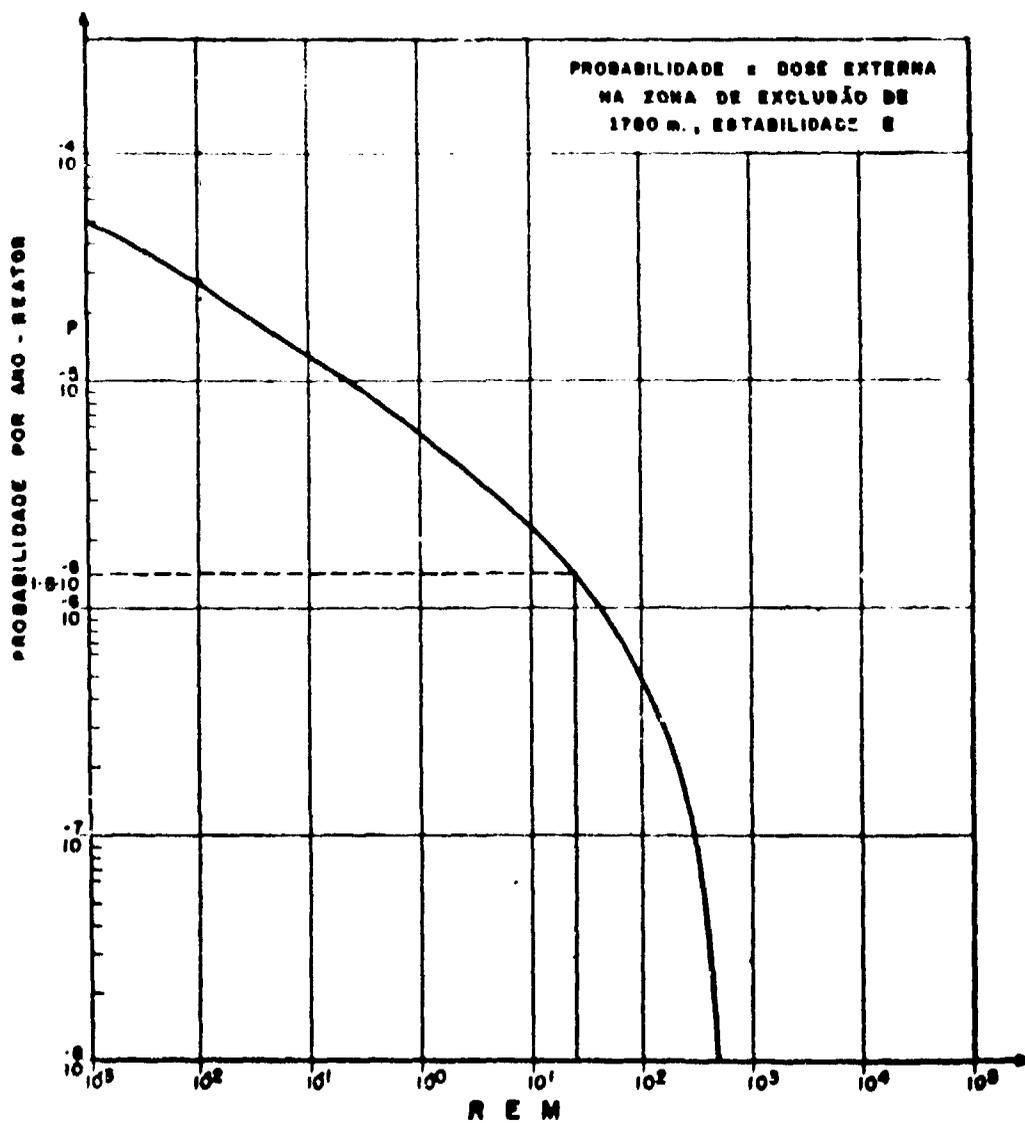


Figura 8.4 - Distribuição de Probabilidade para Dose Externa na Z. E. de 1.780 m. e Estabilidade E.

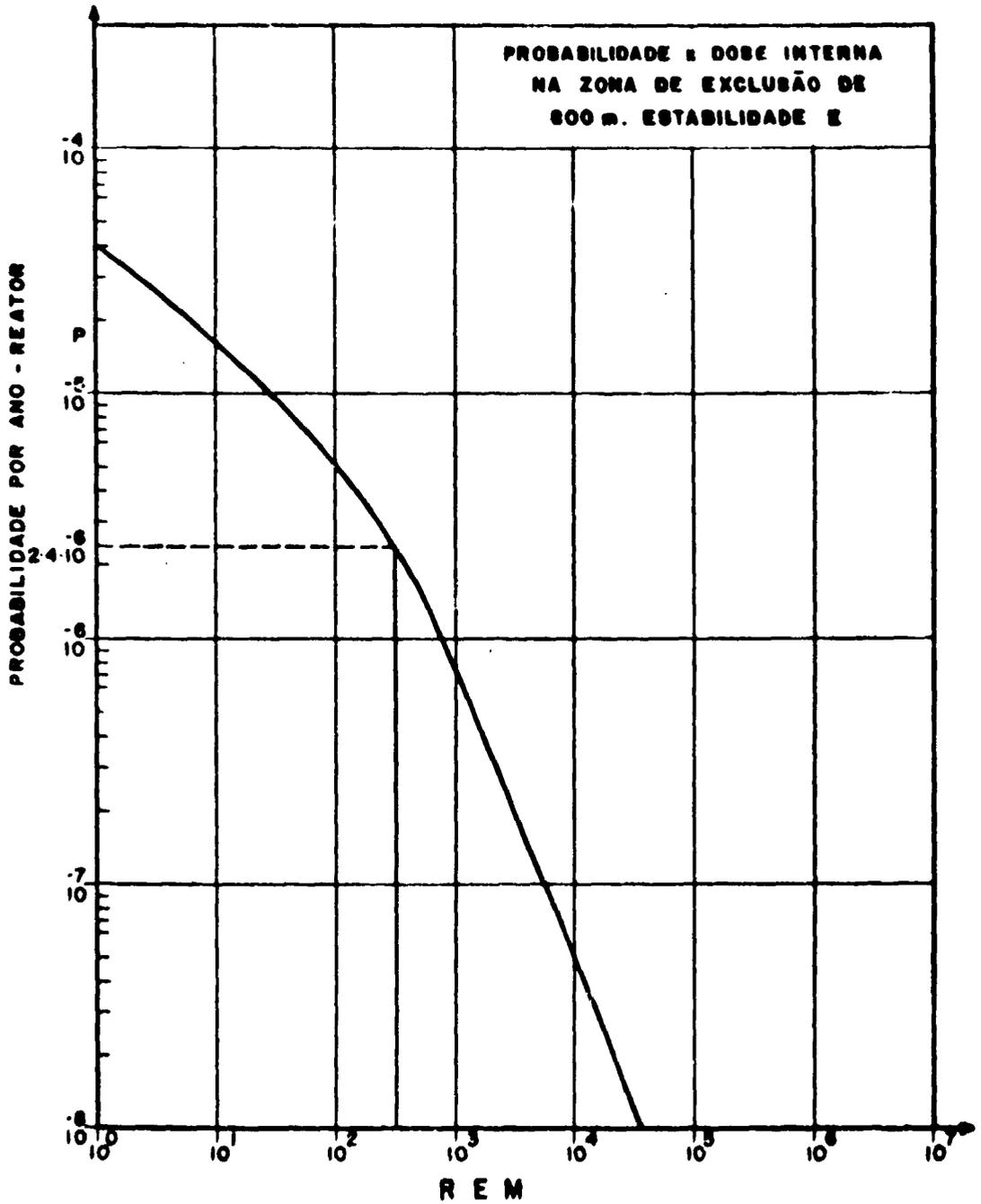


Figura 8.5 - Distribuição de Probabilidade para Dose Interna na Z. E. de 800 m e Estabilidade E.

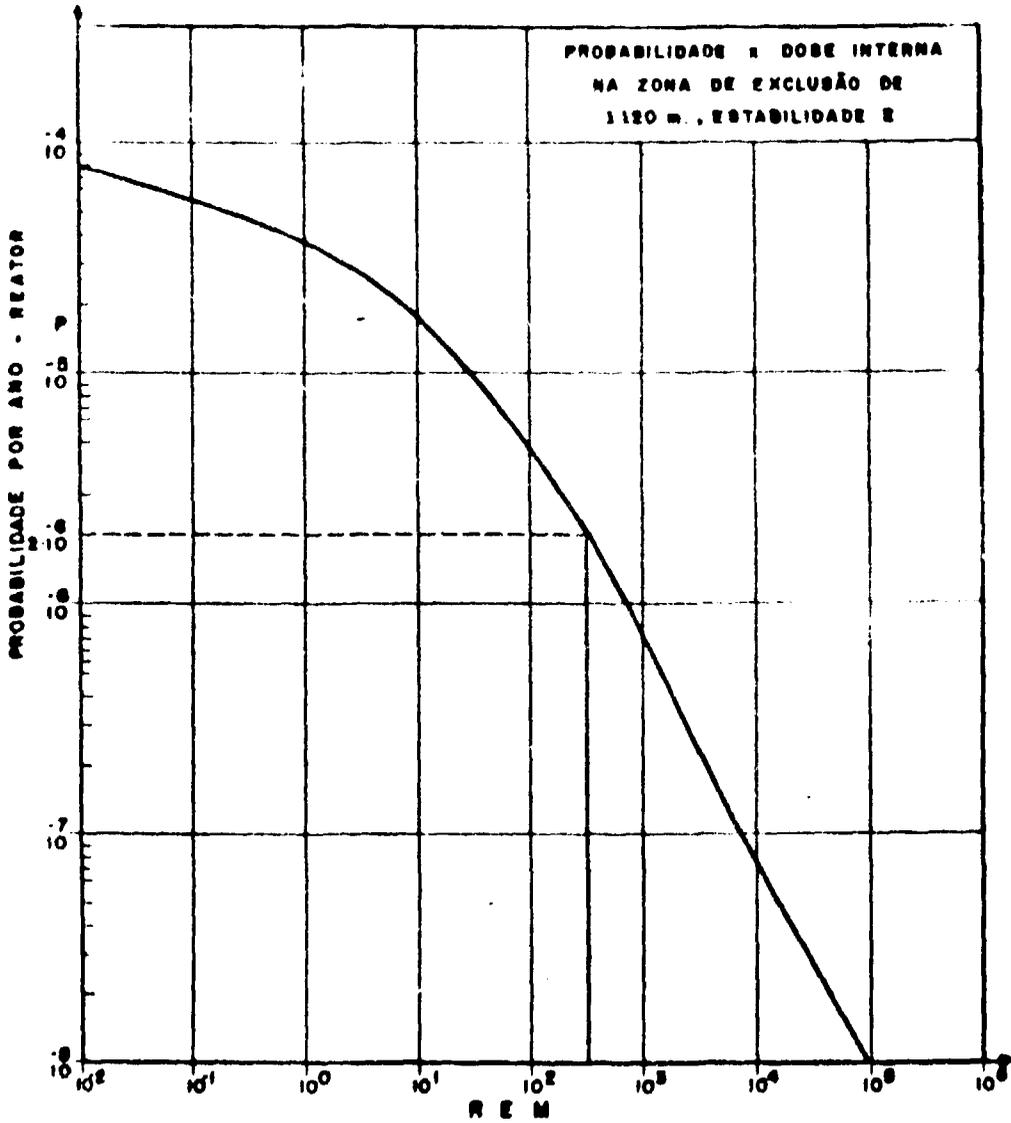


Figura 8.6 Distribuição de Probabilidade para Dose Interna na Z. E. de 1.120 m e Estabilidade E

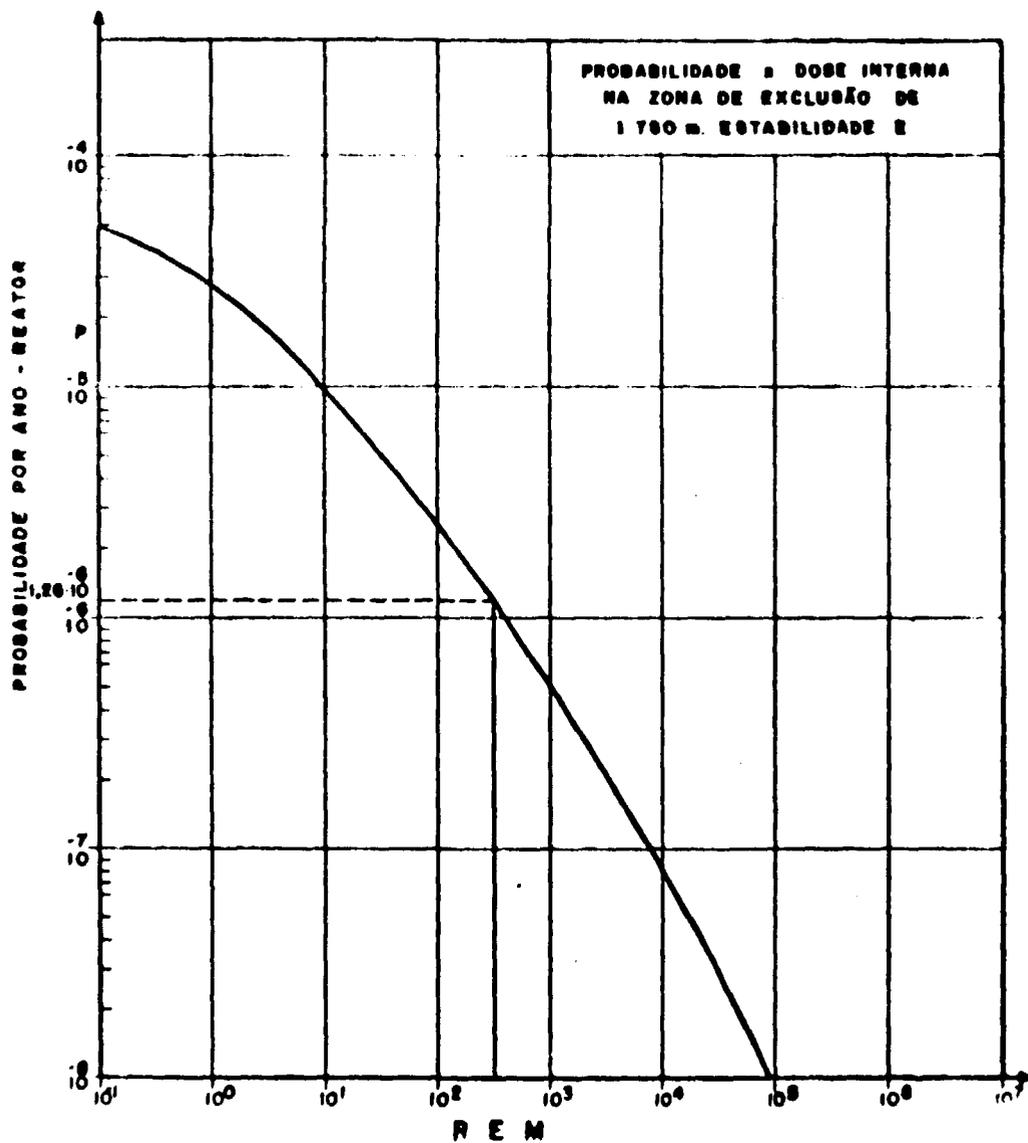


Figura 8.7 - Distribuição de Probabilidades para Dose Interna na Z. E. de 1.780 m e Estabilidade E.

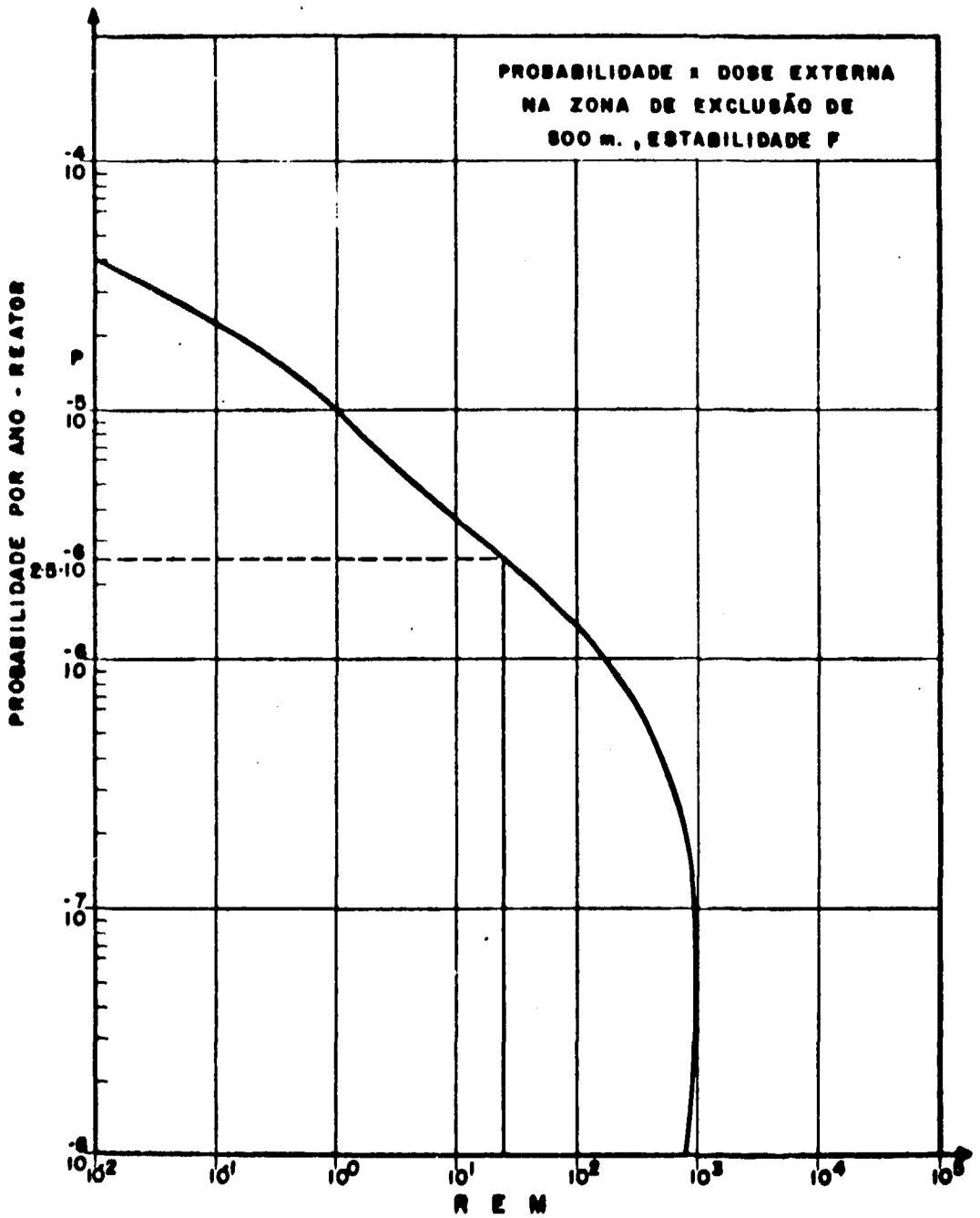


Figura 8.8 -- Distribuição de Probabilidade para Dose Externa na Z. E. de 800 m e Estabilidade F.

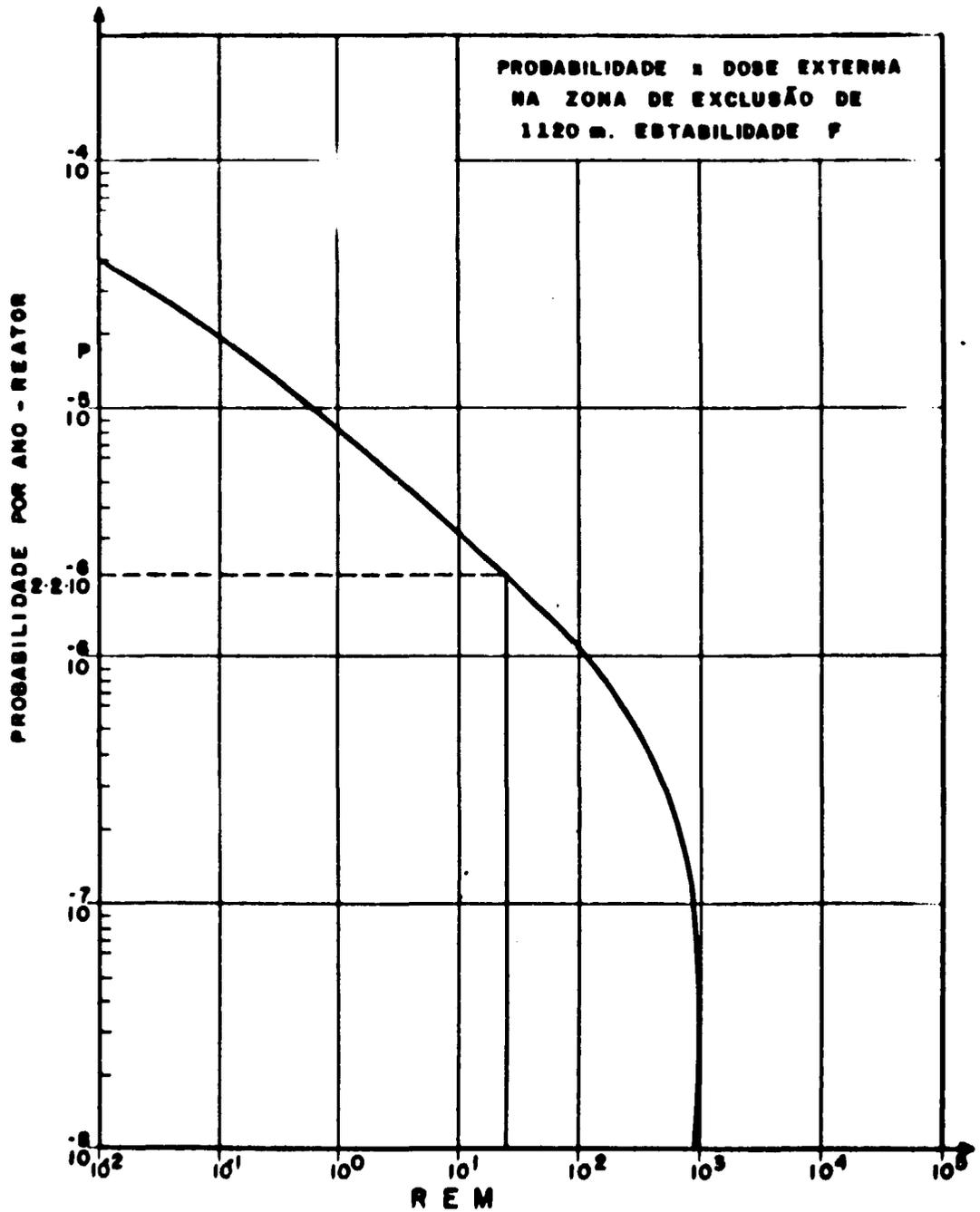


Figura 8.9 - Distribuição de Probabilidade para Dose Externa na Z. E. de 1.120 m e Estabilidade F.

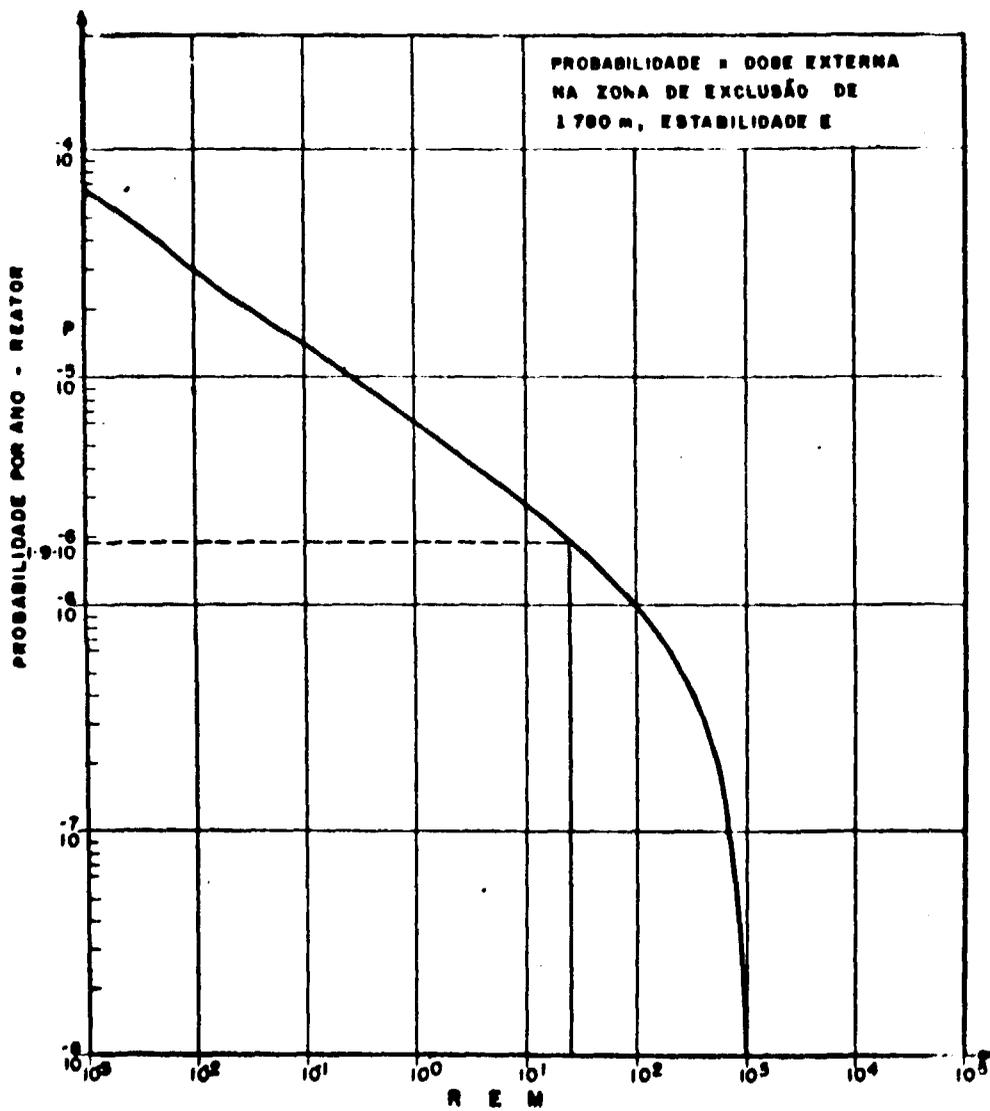


Figura 8.10 - Distribuição de Probabilidade para Dose Externa na Z. E. de 1.780 m e Estabilidade F.

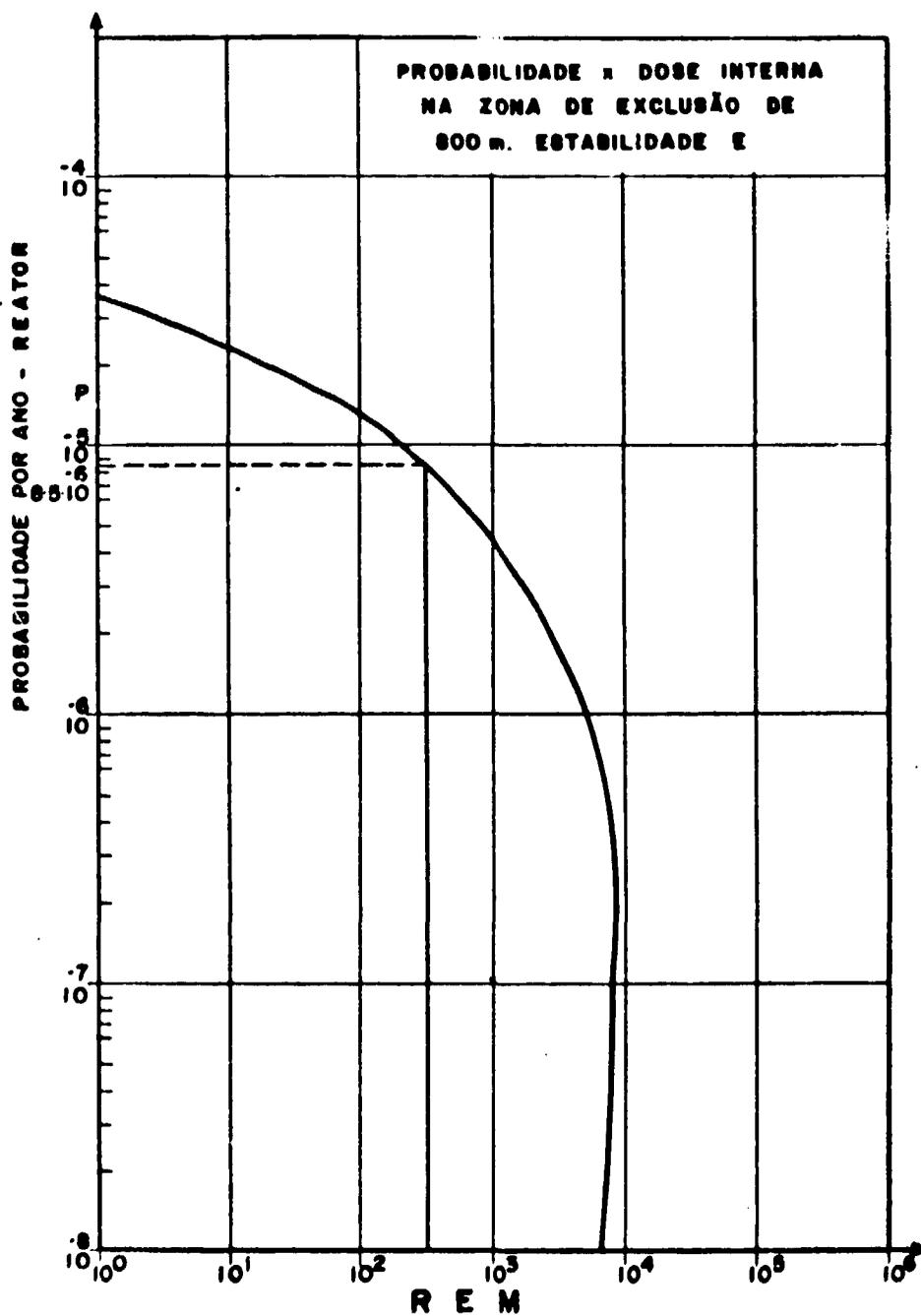


Figura 8.11 Distribuição de Probabilidade para Dose Interna na Z. E. de 800 m e Estabilidade F.

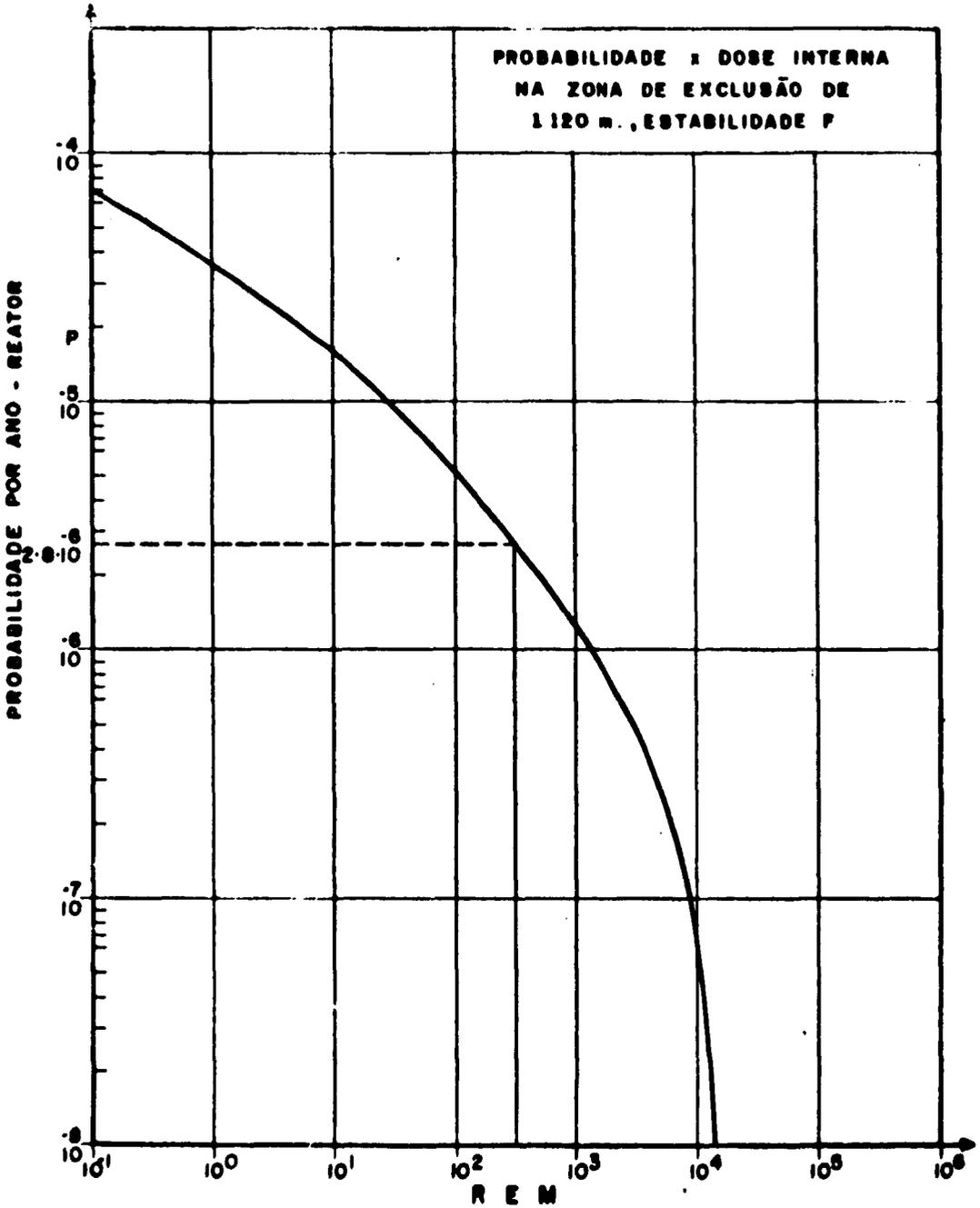


Figure 8.12 - Distribuição de Probabilidade na Z. E. de 1.120 m, para Dose Interna e Estabilidade F.

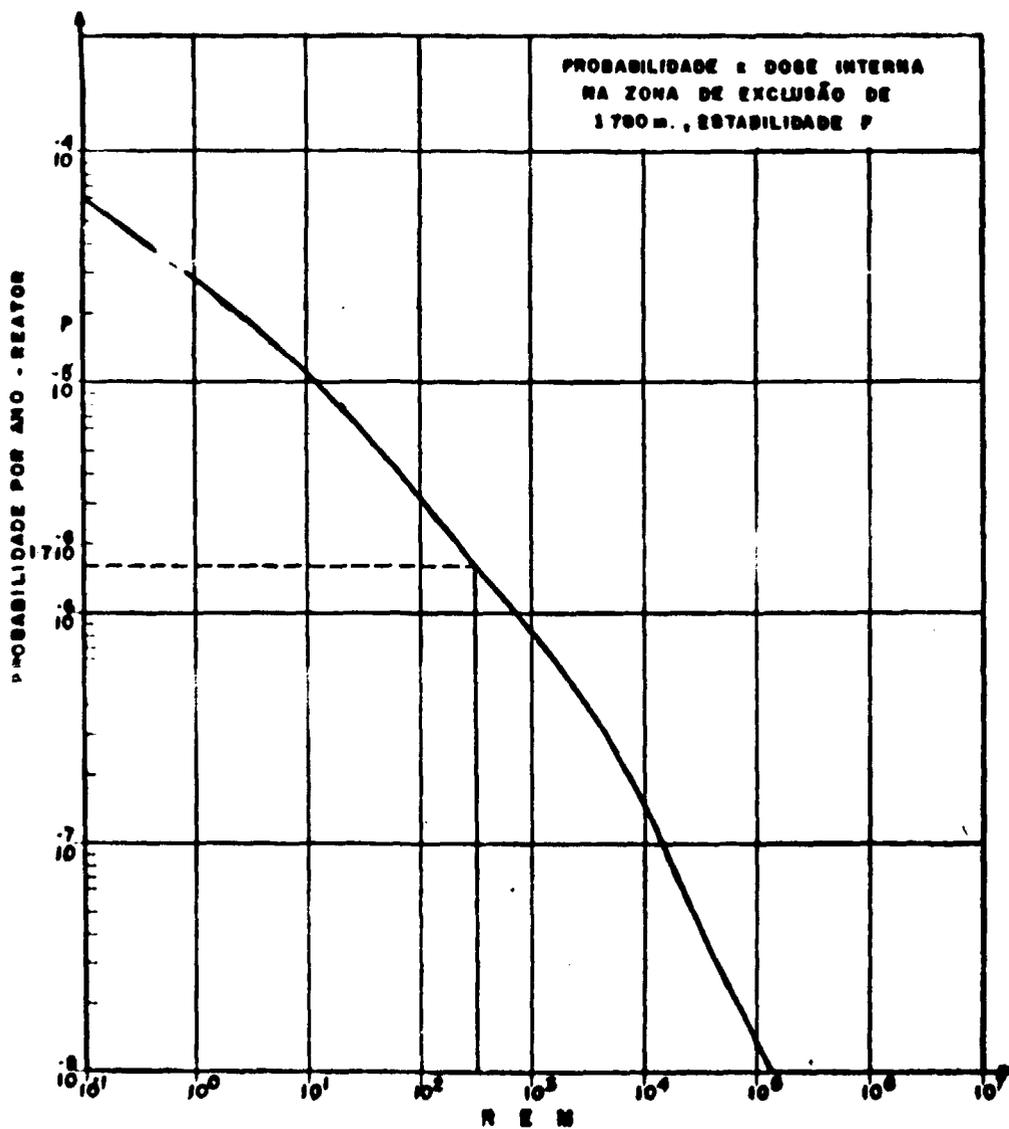


Figura 8.13 – Distribuição de Probabilidade para Dose Interna na Z. E. de 1.780 m, Estabilidade F.

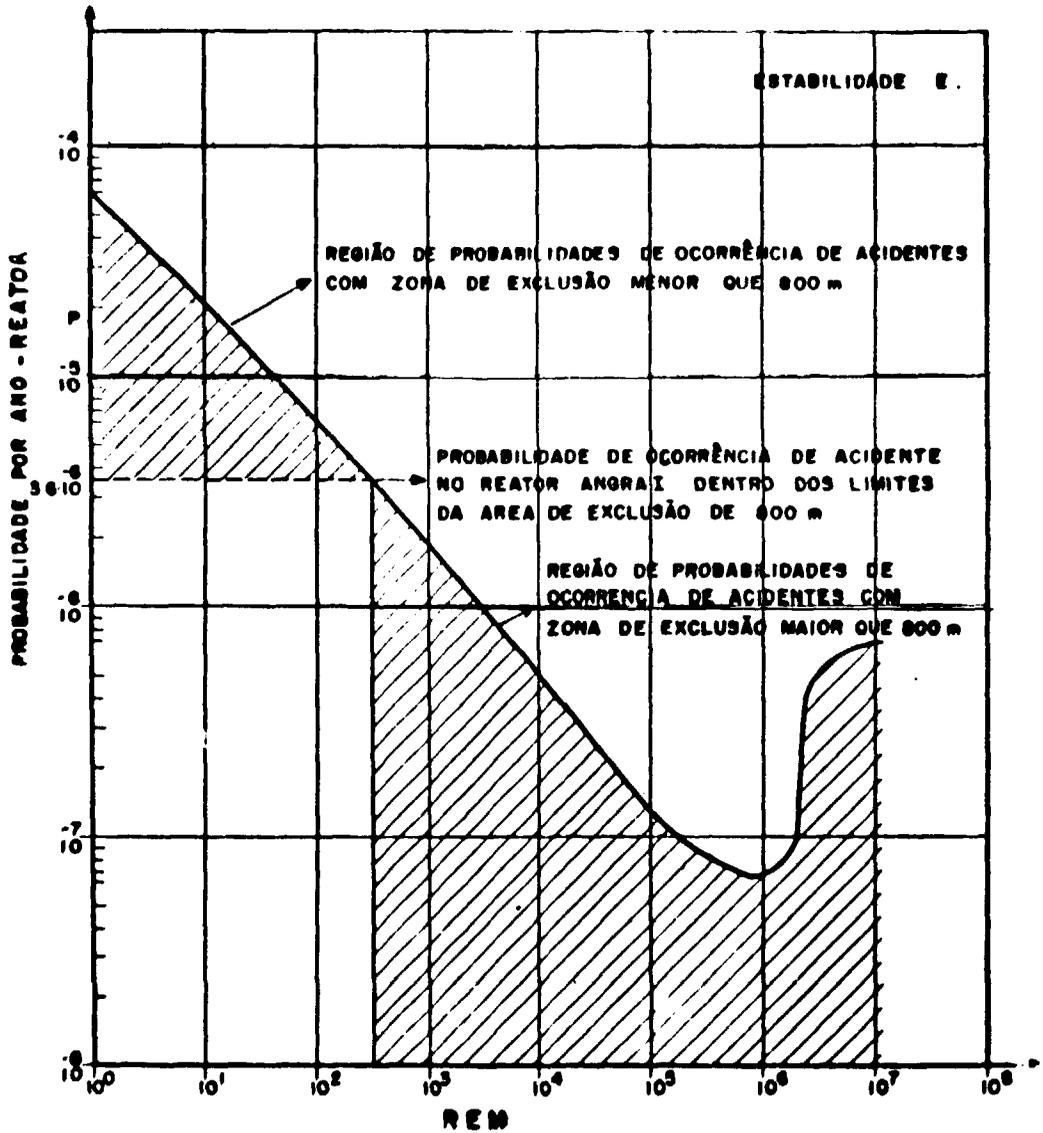


Figura 8.14 - Distribuição de Probabilidade para Dose Interna na Z. E. de 800 m Estabilidade E., Altura Efetiva  $H = 0$ .

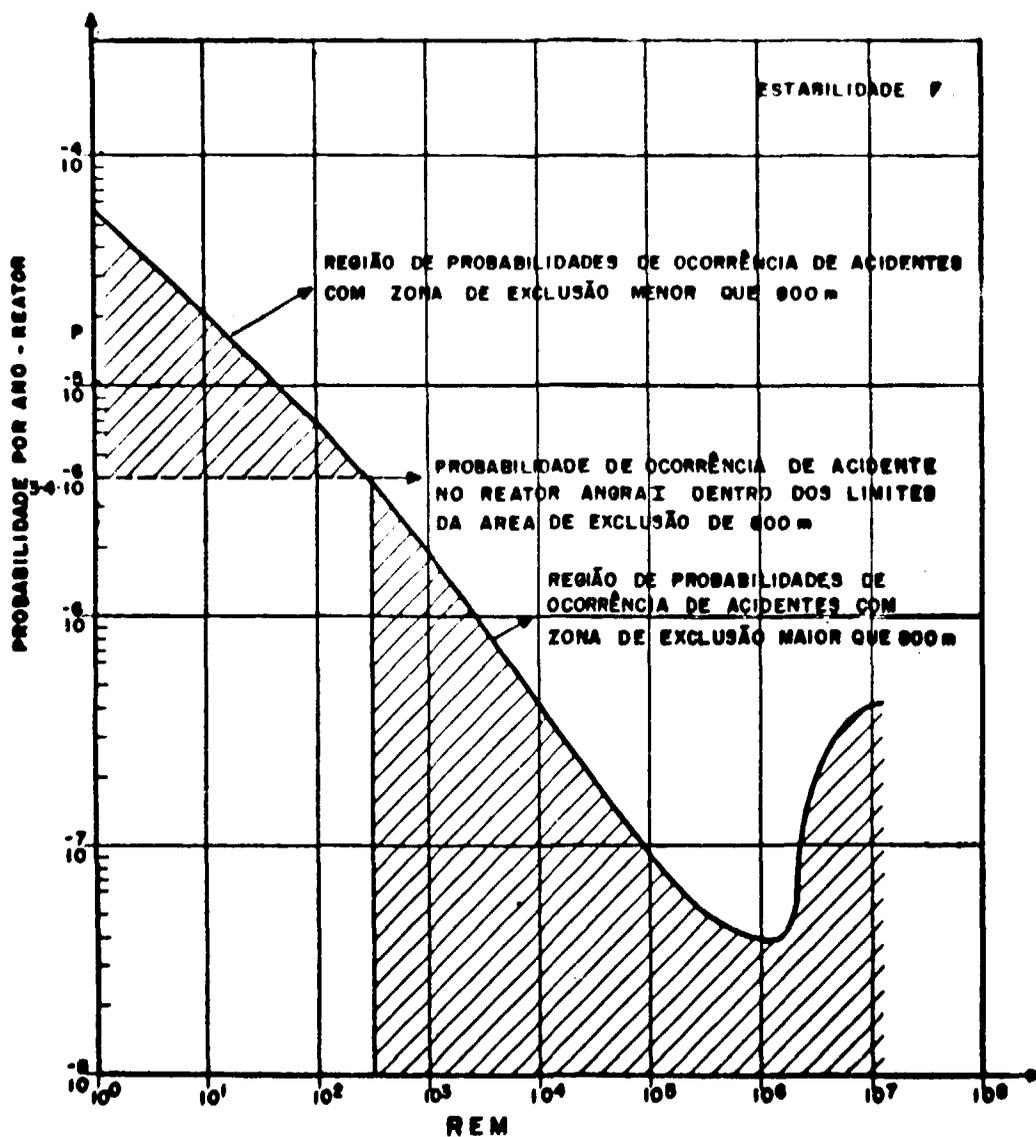


Figura 8.15 - Distribuição de Probabilidade para Dose Interna na Z. E. de 800 m Estabilidade F., Altura Efetiva  $H = 0$ .

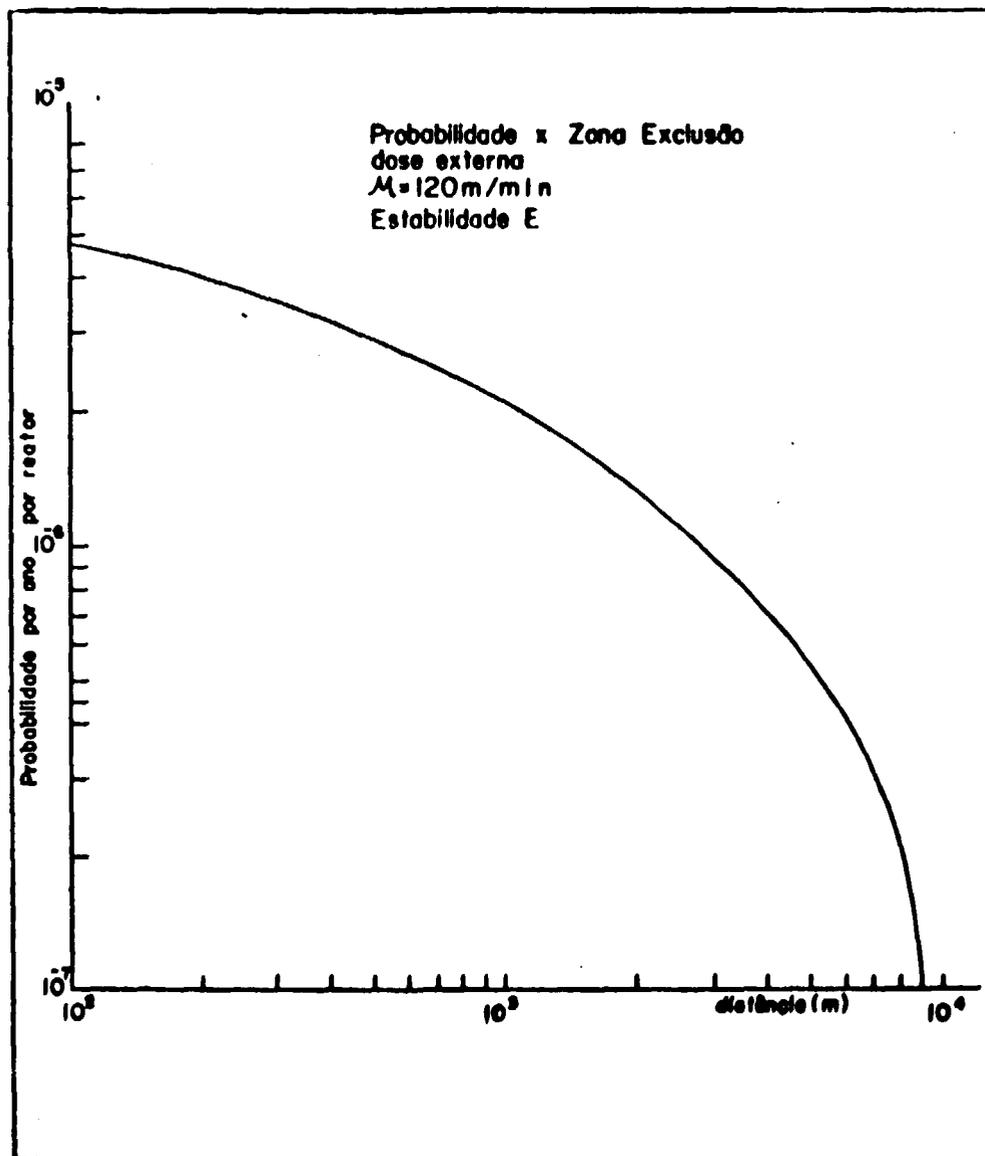


Figura 8.16 - Probabilidade x Zona Exclusão

Para valores acima deste número temos uma região de probabilidades de ocorrência de acidentes com Zona de Exclusão menor que 800 m. Para valores menores, temos uma região de probabilidades de ocorrência de acidentes com Zona de Exclusão maior que 800 m.

Isto significa que, a probabilidade de ocorrer um acidente no reator Angra-I, cujas conseqüências não ultrapassem os valores permissíveis de doses na Zona de Exclusão de 800 m é de  $2.4 \cdot 10^{-6}$  por reator-ano.

Considerando este valor como típico, seriam necessários 417.000 anos-reatores para ocorrer um acidente com esta severidade. Como este valor é maior do que provavelmente ocorrerá em toda a história da humanidade (seriam necessários 14.000 reatores funcionando durante 30 anos) esta probabilidade seria confortavelmente aceitável.

Analisando a Figura 8.16, pode-se notar que, acidentes com baixas probabilidades de ocorrência produzem distâncias de exclusão maiores, o que era de se esperar.

Fazendo uma análise comparativa com o Método de M A C adotado nos processos de Licenciamento verificou-se que a probabilidade de ocorrência de acidentes tipo M A C se situa entre as categorias 7 e 8 de probabilidades analisadas por Rasmussen e que representam acidentes medianamente prováveis.

Podemos concluir daí que o Método de M A C não superestima as conseqüências em termos de doses para o público, sendo que o principal fator limitante das conseqüências para este método é a admissão da integridade do prédio de contenção. Poderíamos questionar, então, se as suposições utilizadas nos processos de Licenciamento de reatores são realmente satisfatórias, sob o ponto de vista de conservadorismo em análises de segurança.

Contudo, torna-se claro também, que não existe uma subestimação de acidentes. Afinal, um acidente para cada 417.000 anos-reatores é aceitável uma vez que, mantida a integridade do prédio de contenção, pode-se admitir que esse tipo de acidentes (M A C) não causará nenhuma morte por radioatividade emitida de uma usina nuclear acidentada.

Finalmente, duas observações são necessárias:

- 1) Na determinação das áreas de exclusão para o caso de Angra não foi levado em conta a influência da topografia do terreno na dispersão da radiação na atmosfera. Atualmente, não existe um tratamento teórico, traduzido em forma de programa de computação, aplicável nesses casos.

Nos Estados Unidos, na prática, a área de exclusão é obtida geralmente pela superposição dos resultados de cálculo supondo-se o terreno plano, com as condições topográficas locais que, em muitos casos apresentam barreiras naturais em torno da usina.

- 2) Um aspecto de cálculo que não abordamos exaustivamente neste trabalho refere-se a precisão das doses calculadas e, conseqüentemente, da acuidade das distâncias de segurança obtidas. Durante o processo de adaptação do programa ACRA-II no computador do IEA, fizemos um estudo de verificação de dados de entrada e operacionalidade deste programa. Para esta finalidade, confrontamos os resultados de cálculos do Reator BGRR do Laboratório Nacional de Brookhaven com os dados experimentais para o caso de liberação de radiação (Ver Apêndice E). Na região de interesse para os nossos cálculos os resultados obtidos concordaram com os de Brookhaven com 5% de precisão.

Por outro lado, é mister assinalar que o programa ACRA-II é amplamente utilizado com sucesso nos estudos de maior seriedade, no Exterior, como é o caso do Relatório Rasmussen (WASH-1400).

Finalmente, observamos que as conclusões obtidas deste estudo não serão alteradas, em essência, mesmo admitindo-se erros superiores a 5%. As incertezas intrínsecas dos dados do problema, por exemplo, as referentes à meteorologia do local, ultrapassam o desvio referido.

## APÊNDICE A

## A – PWR UNIDADE I DE ANGRA DOS REIS

O PWR é um reator térmico, refrigerado e moderado por água leve. O núcleo do reator encontra-se mergulhado em água, dentro de um vaso de aço, mantido sob pressão da ordem de 2200 psia. Nesta pressão, a água mantém-se em estado líquido. A Figura A.1 mostra a secção transversal de um PWR típico.

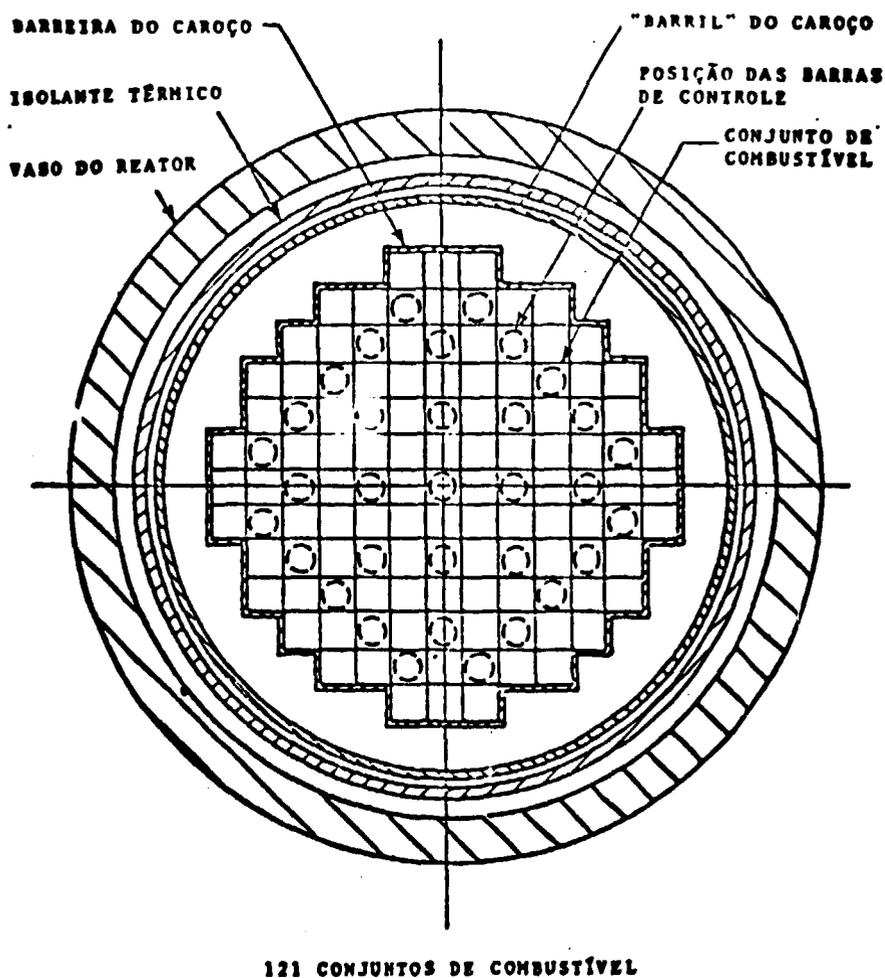


Figura A.1 – Seção transversal do caroço do PWR Unidade-1 de Angra dos Reis.

O combustível usado é o dióxido de urânio levemente enriquecido (3%), na forma de pastilhas cilíndricas sinterizadas. As pastilhas são acondicionadas em tubos cilíndricos de zircaloy formando o elemento fundamental do cerne do reator.

Ao redor do caroço existe uma camada de água circulante (Figura A.2) que serve de refletor de nêutrons e uma parede de aço inoxidável que age como blindagem térmica. Ao redor desta blindagem, a água proveniente do gerador de vapor desce em direção ao espaço inferior do cerne do reator antes de entrar no mesmo.

Após a passagem pelo núcleo do reator, o refrigerante, agora mais quente, sai através de uma abertura pelo barril interno e vaso de pressão para a tubulação do circuito primário que leva ao gerador de vapor.

O sistema nuclear supridor de vapor é composto basicamente por um vaso de pressão, que contém o cerne do reator, quatro geradores de vapor ligados ao vaso de pressão por tubulação de aço inoxidável, um pressurizador conectado na tubulação de saída de um dos quatro circuitos e quatro bombas de água, uma em cada um dos circuitos entre o gerador de vapor e o vaso de pressão. Todo este arranjo encontra-se dentro do prédio de contenção (sistema de contenção secundário), juntamente com os geradores de vapor como pode ser visto na Figura A.3. O prédio de contenção tem por finalidade conter a radioatividade eventualmente liberada do combustível e atrazar ou reduzir a grandeza da liberação para o ambiente externo.

Passaremos a descrever agora um acidente de perda de refrigerante (LOCA) com os seus sistemas de salvaguardas.

## **B – ACIDENTE DE PERDA DE REFRIGERANTE (LOCA)**

Vamos supor que todos os sistemas de segurança operam como projetadas. No acidente de perda de refrigerante os seguintes eventos ocorrem sequencialmente:

- 1) Uma quebra no sistema de refrigeração do reator é postulada e a água de alta pressão e temperatura é descarregada rapidamente para dentro do sistema de contenção secundária.
- 2) O sistema de refrigeração de emergência do caroço (ECCS – Emergency Core Cooling System) opera para manter o caroço adequadamente resfriado.
- 3) A radioatividade liberada do caroço é retida pelo sistema de contenção secundária que apresenta uma taxa de escape bastante baixo (0,1%/dia).
- 4) Os processos de deposição natural e os sistemas de remoção de radioatividade (ventilação através dos filtros) removem a radiação liberada da contenção.
- 5) Os sistemas de remoção de calor reduzem a pressão na contenção reduzindo assim o escape de radiação para o meio ambiente.

Se os sistemas de segurança operam como projetados, o caroço do reator será resfriado adequadamente e resultará somente em acidentes de pequenas conseqüências. Entretanto, as conseqüências potenciais podem ser muito maiores se ocorrerem falhas nos sistemas de segurança resultando em superaquecimento do caroço do reator.

## **C – EVENTOS QUE INICIAM UM LOCA**

Há várias maneiras em que um LOCA pode ser iniciado. A mais comum seria a quebra na tubulação do sistema de refrigeração (RCS). Rompimentos em tubos podem variar de 1/2 polegadas de

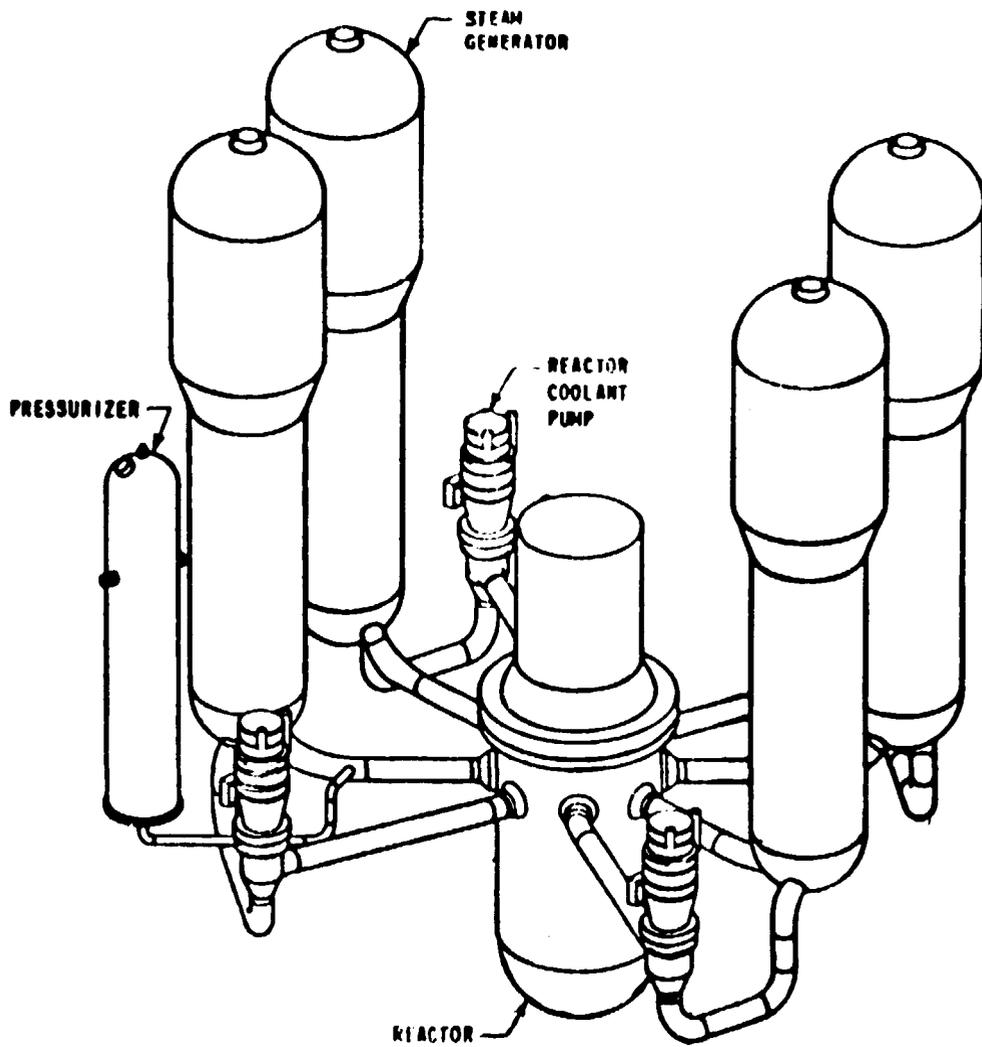


Figura A-2 - Sistema de Refrigeração do Reator PWR

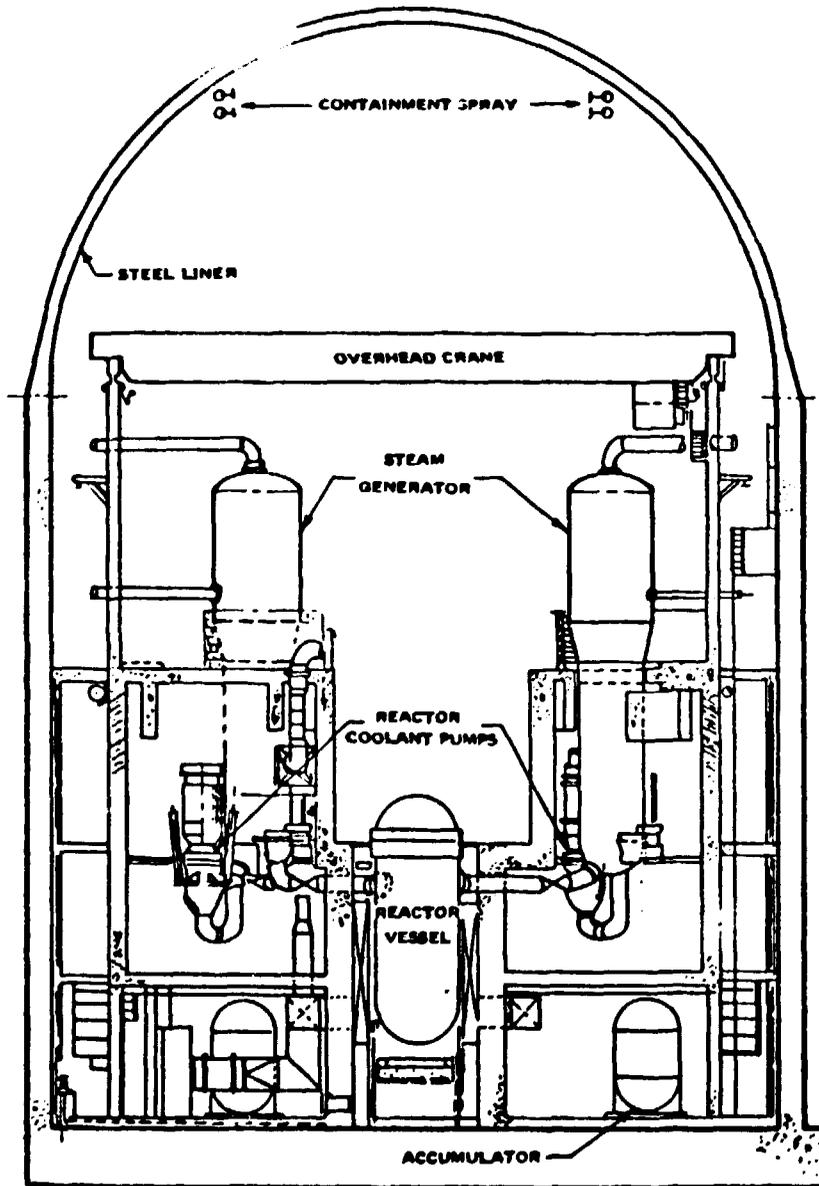


Figura A-3 Prédio de contenção do Reator PWR

diâmetro equivalente até rompimento completo dos tubos dos circuitos do refrigerante primário. (Cerca de 3 pés de diâmetro). As conseqüências de uma falha do vaso de pressão não são normalmente consideradas desde que as exigências de qualidade e segurança aplicadas no projeto, fabricação e operação destes vasos têm sido consideradas adequadas e a probabilidade de falha é desprezível.

As conseqüências de falhas nos geradores de vapor e nos vasos de reatores, como eventos iniciantes, podem ser adequadamente controladas pelo sistema de refrigeração de emergência.

## D – ENGENHARIA DE SEGURANÇA

Um certo número de dispositivos está incluído no sistema de refrigeração de emergência cuja função é fornecer refrigeração adequada para o caroço do reator no evento de um LOCA.

Outros sistemas de segurança fornecem parada rápida do reator e possibilitam reduzir a radioatividade e pressão no prédio de contenção.

Os sistemas de segurança estão ilustrados na Figura A.4.

As funções principais desses sistemas são.

- 1) Parada do reator – para parar o processo de fissão e terminar a geração de potência no caroço.
- 2) Sistema de refrigeração de emergência para refrigerar o caroço, no evento de perda de refrigerante, tornando possível reduzir a liberação de radioatividade do combustível para o prédio de contenção a um mínimo.
- 3) Remoção de radioatividade pós-acidente – para remover a radioatividade liberada do caroço para o prédio de contenção.
- 4) Remoção de calor pós-acidente – para remover o calor produzido pelo decaimento dos P.F. do prédio de contenção impedindo assim uma sobrepressurização.
- 5) Prédio de contenção – para impedir que a radioatividade acumulada dentro do prédio de contenção seja liberada para o meio ambiente.

O curso de eventos num LOCA é influenciado fortemente pela confiabilidade dos sistemas de segurança. Os modos com que as falhas do sistema de segurança influenciam um LOCA são discutidas brevemente abaixo:

A parada do reator é acompanhada pela rápida inserção das barras de controle. A ação é iniciada automaticamente por sinais elétricos gerados quando qualquer das variáveis operacionais atingirem níveis de segurança pré-fixados.

No PWR, a falha da parada do reator em um grande LOCA não é de imediata importância, desde que o reator se desligue rapidamente pela perda de moderador do caroço e o ECCS injeta boro para impedir qualquer volta a condição de potência. Entretanto, há circunstâncias que esse sistema é exigido.

O sistema de refrigeração de emergência (ECCS) envolve subsistemas que liberam refrigerantes de emergência para o caroço. Estão incluídos nesses subsistemas os de alta pressão para pequenos LOCAs e sistemas de baixa pressão para grandes LOCAs.

A remoção de radioatividade pós acidente é feita por sistemas que espalham água dentro da atmosfera do prédio de contenção. A água contém um aditivo químico para remoção de iodetos.

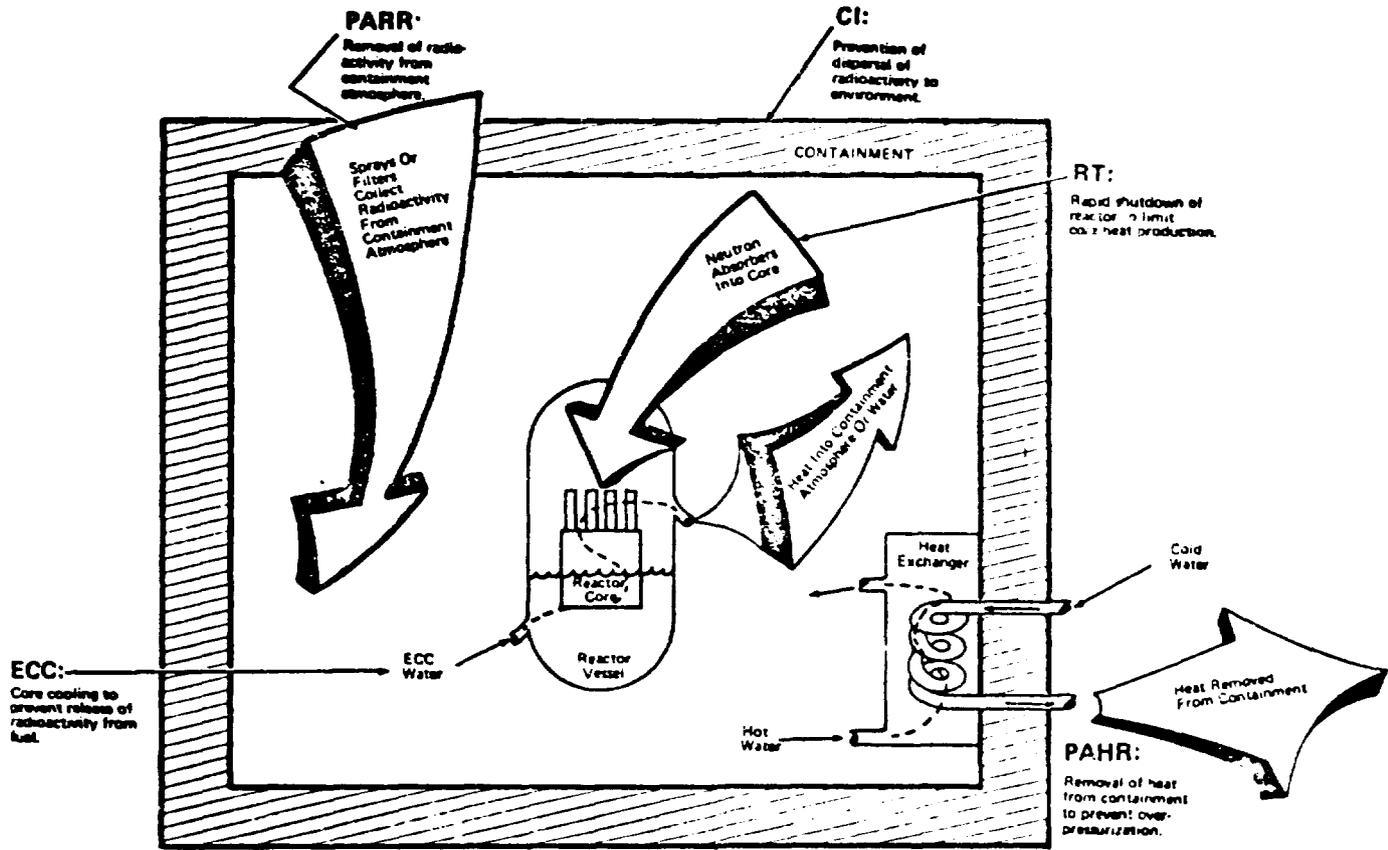


Figura A.4 – Sistemas de Salvuardas de Engenharia.

A remoção de calor pós acidente é feita por sistemas que transferem calor da água aquecida dentro do prédio de contenção para fora. Falhas desta função leva a sobrepressurização do prédio de contenção e falhas dos sistemas ECCS.

A integridade da contenção é obtida por sistemas e válvulas que isolam a atmosfera da contenção do ambiente externo.

Com o aumento de capacidade dos reatores de potência, apareceram novas exigências. O calor produzido pelo decaimento dos P.F. são tão altos que não poderia ser dissipado através das paredes da contenção. Deste modo, exigiu-se uma blindagem de concreto em torno da contenção para impedir a exposição de pessoas à radiação nas vizinhanças da usina.

## APÊNDICE B

### B.1 – O Tratamento Matemático Utilizado no Programa ACRA-II

A concentração de um dado radioisótopo em um ponto com coordenadas espaciais  $(x,y,z)$  relativo a um ponto emissor localizado na origem pode ser estimado empregando a fórmula Gaussiana:

$$1) \quad \chi(x,y,z,u) = \frac{Q}{(2\pi)^{2/3} u \sigma_x \sigma_y \sigma_z} \exp - \left[ \frac{(x - x_0)^2}{2\sigma_x^2} + \frac{(y - y_0)^2}{2\sigma_y^2} + \frac{(z - z_0)^2}{2\sigma_z^2} \right]$$

onde,

$$\chi(x,y,z,u) = \text{concentração (Ci/m}^3\text{)}$$

$$Q = \text{intensidade da fonte (Ci/min)}$$

$$u = \text{velocidade do vento (m/min)}$$

$$x,y,z = \text{coordenadas espaciais (m)}$$

e  $\sigma_x, \sigma_y, \sigma_z$  são os parâmetros de dispersão horizontal e vertical, respectivamente.

O transporte é assumido ser devido somente a velocidade do vento desprezando-se a difusão nas direções  $\pm x$ .

A intensidade da fonte  $Q$  na equação 1 é suposta constante. Considera-se, entretanto, o caso onde a quantidade  $q_p^0$  (Curies) de um radioisótopo tendo constante de decaimento  $\lambda(\text{min}^{-1})$  é liberada dentro de um prédio de volume  $V(\text{m}^3)$ . Seja  $\alpha(\text{min}^{-1})$  a fração constante do volume do prédio que é lançada da chaminé cada minuto. Supõe-se que esta perda de ar contaminado do prédio está sendo preenchida com ar limpo. Então, se a mistura dentro do prédio é suposta ser uniforme, a concentração inicial  $\xi_p^0(\text{Ci/m}^3)$  do radioisótopo dentro do prédio será,

$$\xi_p^0 = \frac{q_p^0}{V_p}$$

A taxa de troca da concentração com o tempo é dada por:

$$\xi_p^0(t) = -(\lambda_p + \alpha) \xi_p(t)$$

Desde que um volume  $\alpha V$  desta mistura está sendo emitida da chaminé a cada minuto, a taxa de emissão  $\epsilon(t)$  (Ci/min), no tempo  $t$  será,

$$2) \quad \epsilon(t) = \alpha V \xi_p(t) = \alpha q_p^0 \exp - (\lambda_p + \alpha)t$$

Para incluir o efeito do decaimento durante o tempo exigido para a radioatividade percorrer uma distância  $x$  com velocidade  $u$ , é necessário multiplicar a taxa de emissão por  $e^{-\lambda_p x/u}$ . Assim, o termo

efetivo de fonte associado com a concentração no ponto  $(x,y,z)$  devido à emissão que toma lugar no tempo  $t$  depois da liberação inicial é,

$$3) \quad Q = Q_p(x,t) = \alpha q_p^0 \exp \left[ -\lambda_p \left( t + \frac{x}{u} \right) - \alpha t \right]$$

Notar que o decaimento ocorre no tempo  $t+x/u$  onde  $t$  é o (tempo) intervalo de tempo desde o momento do acidente para a emissão e  $x/u$  é o tempo de transporte para o gás emitido atingir o ponto  $x$ .

É conveniente determinar então um tempo  $\tau$  (min) tal que,

$$4) \quad \tau = t + x/u$$

Então

$$5) \quad Q_p(x,\tau) = \alpha q_p^0 \exp \left[ \frac{\alpha x}{u} - (\lambda_p + \alpha) \tau \right]$$

A quantidade  $Q_p(x,\tau)$  é o tempo efetivo de fonte associado com todos os pontos em um plano normal ao eixo  $x$  e localizado a uma distância  $x$ .

Para valores de  $\tau$  menores que  $x/u$  a atividade emitida não atinge a distância  $x$ , e assim a Eq. 5 é válida para valores de  $\tau \geq x/u$  e para  $x \geq 0$ .

$$\text{Se } \tau < x/u \Rightarrow Q_p(x,\tau) = 0$$

Consequentemente, a concentração no ponto  $(x,y,z)$  no tempo  $\tau$  depois da liberação inicial será:

$$6) \quad \chi(x,y,z,\tau,u) = \frac{\alpha q_p^0 e^{- (\lambda_p + \alpha) \tau}}{(2\pi)^{2/3} u \sigma_x \sigma_y \sigma_z} \exp \left[ \frac{\alpha x}{u} - \frac{(x - x_0)^2}{2\sigma_x^2} - \frac{(y - y_0)^2}{2\sigma_y^2} - \frac{(z - z_0)^2}{2\sigma_z^2} \right]$$

Para simplificar, as equações de concentração serão escritas na forma,

$$7) \quad \chi(x,y,z,\tau,u) = Q_p(x,\tau) S(x,y,z)$$

onde,  $S(x,y,z)$  contém informações sobre a difusão atmosférica e  $Q_p(x,\tau)$  contém informações sobre taxa de emissão, decaimento e deposição. Então,

$$8) \quad S(x,y,z) = \exp - \left[ \frac{(x - x_0)^2}{2\sigma_x^2} + \frac{(y - y_0)^2}{2\sigma_y^2} + \frac{(z - z_0)^2}{2\sigma_z^2} \right]$$

Este fator foi deduzido sob suposição de um atmosfera infinita, i.e., sob suposição que a difusão pode continuar indefinidamente nas direções  $y$  e  $z$ . Serão aplicadas modificações em  $S(x,y,z)$  para se levar em conta a reflexão do solo e reflexão em camada de inversão térmica.

## B.2 – Termos de Origem para Filhos Radioativos

A Eq. 5 foi derivada sob suposição que um radioisótopo decai para um produto de nenhum interesse e, assim, somente a concentração do isótopo pai foi obtida. Mas isto nem sempre é verdadeiro.

Seja  $q_p^0$  o número de Curies de um radioisótopo pai liberado no prédio de contenção. Se  $\lambda_p$  é a constante de decaimento do pai, o número total de Curies do pai que permanece depois do tempo  $\tau$  é

$$q_p(\tau) = q_p^0 e^{-\lambda_p \tau}$$

e o número total de Curies do filho presente neste tempo é,

$$q_d(\tau) = \frac{\lambda_d q_p^0}{\lambda_d - \lambda_p} [ e^{-\lambda_p \tau} - e^{-\lambda_d \tau} ]$$

onde,  $\lambda_d$  é a constante de decaimento do isótopo filho.

Se supormos que a emissão e dispersão não envolve separação física das duas espécies, então a razão  $q_d/q_p$  é a mesma, em particular no ponto  $(x,y,z)$ . Desde que o fator  $S(x,y,z)$  é o mesmo para os dois isótopos tem-se:

$$\frac{\chi_d(x,y,z,\tau)}{\chi_p(x,y,z,\tau)} = \frac{Q_d(x,\tau)}{Q_p(x,\tau)} = \frac{q_d(\tau)}{q_p(\tau)}$$

Depois de introduzirmos o valor de  $Q_p(x,\tau)$  da Eq. 5 e a expressão explícita para a razão  $q_d(\tau)/q_p(\tau)$ , a forma apropriada do termo de fonte para o isótopo filho é

$$9) \quad Q_d(x) = \frac{\alpha q_p^0 \lambda_d}{\lambda_d - \lambda_p} e^{\alpha x/u} [ e^{-(\lambda_p + \alpha)\tau} - e^{-(\lambda_d + \alpha)\tau} ]$$

$$-p/\tau \geq x/u$$

## B.3 – Modificação do Fator $S(x,y,z)$ para as Condições de Contorno

O fator  $S(x,y,z)$  definido na Eq. 8 foi desenvolvido usando-se a suposição que a pluma se difunde infinitamente nas direções vertical e lateral. Mas, para uma chaminé de altura finita, a pluma deverá eventualmente bater no solo e ser refletida para cima.

Um método simples de se levar em conta a reflexão do solo é multiplicar o fator  $S(x,y,z)$  por 2. Este procedimento dá resultados corretos se a fonte de emissão está no nível do solo. Se a fonte estiver em uma altura  $h$  acima do nível do solo, a multiplicação do fator  $S(x,y,z)$  por 2 dá resultados corretos no plano  $z = h$ , mas superestima a concentração em qualquer outra parte.

Um método mais satisfatório de manipular a reflexão do solo tem sido descrito por D. S. Duncan<sup>(8)</sup>. Envolve o uso de uma origem imaginária localizada sobre o eixo negativo  $z$  em tal posição que a pluma deverá emergir do solo precisamente na posição prevista pelo conceito de

reflexão perfeita. A situação geométrica está ilustrada na Figura abaixo (B.1).

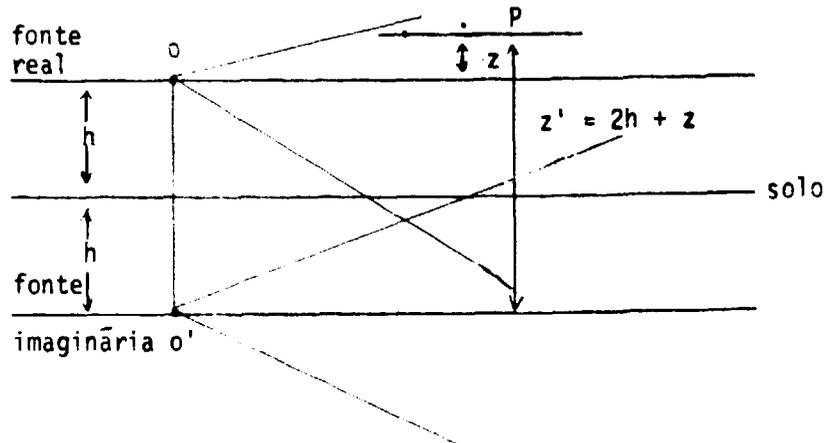


Figura B-1 – Modelo geométrico para estimar a reflexão da pluma no solo.

Desde que no ponto P as coordenadas x e y são idênticas para ambas as plumas, real e imaginária, é necessário corrigir somente o fator da Eq. 8 que contém a dependência em z.

Fazendo esta correção, o fator S torna-se:

$$10) \quad S_g(x,y,z,u) = \frac{e^{-y^2/2\sigma_y^2}}{(2\pi)^{2/3} u \sigma_y \sigma_z} \left[ e^{-\left(\frac{z}{2\sigma_z^2}\right)^2} + e^{-\left(\frac{2h+z}{2\sigma_z^2}\right)^2} \right]$$

onde o sub-índice g é usado para indicar reflexão do solo. É fácil ver que quando  $h = 0$ , i.e., para emissão ao nível do solo, a Eq. 10 fica:  $S_g(x,y,z,0) = 2S(x,y,z,u)$ .

Sob certas condições podem estar presentes inversões térmicas. Tal condição resulta frequentemente em uma camada de ar quente que atua como uma barreira para a difusão na difusão vertical.

Duncan sugere que inversões térmicas podem ser manipuladas usando-se o conceito de fontes imaginárias localizadas ao longo do eixo z. Entretanto, um procedimento recomendado por Gifford é simples de usar e dá resultados aproximados aos de Duncan. Consiste em tornar o parâmetro de dispersão vertical  $\sigma_z$  constante quando atingir o valor  $\sigma_z = H/2.15$ , onde H é a elevação da camada de inversão expressa em metros. O programa ACRA-II utiliza a sugestão proposta por Duncan.

#### B.4 – Modelo da Dose Interna para Inalação de Iodetos

A intensidade da fonte associada com cada uma das espécies de iodetos tem a forma simples dada pela Eq. 3.

As integrais do tempo são dadas por

$$11) \quad I_m(x,T) = \int_{x/u}^T Q_m(x,\tau) dt$$

e

$$12) \quad I(x,T) = \alpha q_p^0 e^{-\lambda_p x/u} \left[ \frac{1 - e^{-(\lambda_p + \alpha)(T - x/u)}}{\lambda_p + \alpha} \right]$$

Assim, pela equação de dose interna deduzida na secção 1.3 a dose interna liberada para um receptor localizado no ponto (xyz) para um tempo T, depois da liberação inicial no prédio é dada por:

$$13) \quad D_{int}(x,y,z,T) = \alpha \beta S_g(x,y,z) \sum_{i=1}^5 \delta_i q_{pi}^0 e^{-\lambda_{pi} x/u} \left[ \frac{1 - e^{-(\lambda_{pi} + \alpha)(T - x/u)}}{\lambda_{pi} + \alpha} \right]$$

para o caso particular onde,

$\alpha \gg \lambda_{pi}$  e  $T \gg x/u$ , isto reduz-se para,

$$14) \quad D_{int} = \beta S_g(x,y,z) \sum_{i=1}^5 \delta_i q_{pi}^0 e^{-\lambda_{pi} x/u}$$

### B.5 – Modelo da Dose Externa Gama Devido aos Iodetos

Consideramos um isótopo simples de iodo que emite fotons de  $\eta$  diferentes energias. Seja  $E_j$  a energia em MeV do raio gama do grupo  $j$ , e seja  $f_j$  o número desses raios gama emitidos por desintegração.

A dose externa gama liberada no ponto  $(\xi, \eta, \psi)$ , no tempo T, por este isótopo será:

$$15) \quad D_{ext}^{\gamma}(\xi, \eta, \psi, T) = \frac{3.556}{4\pi} \sum_{j=1}^5 E_j^{\gamma} f_j \int_{-h}^{\infty} \int_{-z}^{\infty} \int_0^u S_g(x,y,z) I_1(x,T) \frac{B_1(\mu_j, r)}{r^2} dx dy dz$$

onde  $I_1(x,T)$  é dado pela Eq. 11,  $S_g(x,y,z)$  pela Eq. 10 e  $r^2$  pela seguinte equação:

$$r^2 = (x - \xi)^2 + (y - \eta)^2 + (z - \psi)^2$$

Desde que há 5 isótopos de iodetos, a dose total é obtida somando-se 5 relações similares à Eq. 15. Assim a dose total externa devido aos iodetos é:

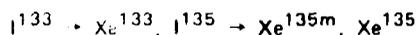
$$16) \quad D_{ext}^{\gamma}(\xi, \eta, \psi, T) = \frac{3.556}{4\pi} \sum_{i=1}^5 \sum_{j=1}^{n_i} E_{ij}^{\gamma} a_{ij} f_{ij} \int_{-h}^{\infty} \int_{-z}^{\infty} \int_0^u S_g(x,y,z) \frac{B_{ij}(\mu_{ij}, r)}{r^2} dx dy dz$$

Aqui, o subíndice  $i$  refere-se ao isótopo  $i$ . O duplo índice  $ij$  refere-se ao raio gama do grupo  $j$  do isótopo tipo  $i$ . O limite superior do segundo somatório  $n_i$  refere-se ao número total de energias diferentes de raios gama emitidos pelo isótopo  $i$ .

### B.6 -- Modelo da Dose Externa Gama Devido aos Gases Nobres e P.F. Sólidos

A computação da dose externa gama devido aos gases nobres é feita da mesma maneira que para os iodetos, exceto que nem todos os termos de fonte tem a forma simples da Eq. 3. Há dez nuclídeos de gases nobres que se comportam como pais. São eles,  $Kr^{83m}$ ,  $Kr^{85m}$ ,  $Kr^{87}$ ,  $Kr^{88}$ ,  $Kr^{89}$ ,  $Xe^{133m}$ ,  $Xe^{133}$ ,  $Xe^{133m}$  e  $Xe^{138}$ . Três destes tem filhos sólidos ( $Kr^{88} \rightarrow Rb^{88}$ ,  $Kr^{89} \rightarrow Rb^{89}$ ,  $Xe^{138} \rightarrow Cs^{138}$ ) e exigem um termo de fonte conforme a Eq. 9.

Dos iodetos, dois decaem para gases nobres e contribuem para a dose externa:



A dose externa gama será:

$$\begin{aligned}
 17) \quad D_{ext}(\xi, \eta, \rho, T) &= \frac{3.556}{4\pi} \left\{ \sum_{i=1}^{10} \sum_{j=1}^{n_i} E_{ij}^{\gamma} \sigma_{ij} f_{ij} \int_{-h}^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{uT} S_g(x, y, z) \right. \\
 &\cdot I_{1,i}(x, T) \frac{B_{ij}(\mu_{ij}, r)}{r^2} d_x d_y d_z + \sum_{i=1}^5 \sum_{j=1}^{n_i} E_{ij}^{\gamma} \sigma_{ij} f_{ij} \\
 &\cdot \int_{-h}^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{uT} S_g(x, y, z) I_{3,i}(x, T) \frac{B_{ij}(\mu_{ij}, r)}{r^2} d_x d_y d_z \\
 &+ \sum_{i=1}^5 \sum_{j=1}^{n_i} E_{ij}^{\gamma} \sigma_{ij} f_{ij} \int_{-h}^{\infty} \int_{-\infty}^{\infty} \int_0^{uT} S_g(x, y, z) I_{u,i}(x, T) \\
 &\cdot \frac{B_{ij}(\mu_{ij}, r)}{r^2} d_x d_y d_z \left. \right\}
 \end{aligned}$$

A primeira soma dupla representa os pais, a segunda os filhos sólidos e a terceira os gases nobres, filhos dos iodetos. No último caso, o  $Xe^{135m}$  e  $Xe^{135}$  têm o mesmo precursor. Isto é calculado utilizando-se a razão de ramificação do decaimento do  $I^{135}$ .



onde  $C$ ,  $D$  e  $\mu$  são funções de  $E$ , a energia da radiação gama considerada. Os somatórios são feitos sobre todos os isótopos e os possíveis produtos de decaimento.

Notar que, na equação da dose externa, a taxa de dose  $R_{ext}$  depende do isótopo e contém uma soma sobre diferentes níveis de energia, necessitando uma integração separada para cada nível.

Por esta razão os níveis de energia deverão ser normalizados para não mais que 20 para todos os isótopos e a integração será feita em cada nível de energia para todos os isótopos, simultaneamente.

## C.2 – Preparação dos Dados de Entrada

Há 9 conjuntos de dados de entrada para o programa ACRA-II. Cada um deles é identificado por um cartão ID com nº 1 até 9 na coluna 5. Os valores para os conjuntos de dados 1, 6 e 8 estão implementados no programa; os dados para este conjunto são opcionais a menos que o usuário não queira considerar os valores apresentados. O carregamento de conjunto de dados opcionais precederia outros conjuntos embora não necessariamente. Um novo conjunto 1, necessita novos 4 e 5, ou um novo conjunto e deve ser seguido por um novo conjunto 5. Os valores YDELTA devem concordar com os dados especificados.

## C.3 – Instruções de Entrada

### CONJUNTO DE DADOS 1 - NÍVEIS DE ENERGIA (OPCIONAL)

CARTÃO DE IDENTIFICAÇÃO: 1 NA COLUNA 5

CARTÃO DE DADOS 1 (I10)

NEG=0 DOSES EXTERNAS NÃO COMPUTADAS (OMITIR CARTÃO  
DE DADOS 2)

NEG=N Nº DE NÍVEIS DE ENERGIA = N ( $\leq$  20)

CARTÃO DE DADOS 2 (5E15.7) NEG CARDS

AERG= NÍVEL DE ENERGIA GAMA (MeV)

AEC= C FATOR DE "BUILDUP"

ADE= D FATOR DE "BUILDUP"

AKU= COEFICIENTE DE ATENUAÇÃO LINEAR TOTAL(1/ $\mu$ )

ASIGMA= SECÇÃO DE CHOQUE DE ABSORÇÃO DE ENERGIA  
 $\text{cm}^2/\text{g}$

### CONJUNTO DE DADOS 2 - COORDENADAS ESPACIAIS

CARTÃO DE IDENTIFICAÇÃO = 2 NA COLUNA 5

CARTÃO DE DADOS 2(2I5, 2E 15.7)

NSPACE= Nº DE LOCAIS DO RECEPTOR ( $\leq 100$ )

NTIME= Nº DE INTERVALOS DE TEMPO DECORRIDOS( $\leq 20$ )

XR=X- COORDENADA DO PONTO DE LIBERAÇÃO (M)

YR=Y- COORDENADA DO PONTO DE LIBERAÇÃO (M)

CARTÃO DE DADOS 2(3E15.7) CARTÕES NSPACE

X= X- COORDENADAS DO RECEPTOR EM METROS

Y= Y- COORDENADAS DO RECEPTOR EM METROS

HX= ALTURA DO RECEPTOR ACIMA DO SOLC, METROS

CARTÃO DE DADOS 3(5 E15.7) VALORES NTIME, 5 VALORES

POR CARTÃO

XT = TEMPO DECORRIDO DESDE O MOMENTO DE LIBERAÇÃO, MIN

### CONJUNTO DE DADOS 3 - DADOS METEOROLÓGICOS

CARTÃO DE IDENTIFICAÇÃO:3 NA COLUNA 5

CARTÃO DE DADOS 1 (1I0, 2E15.7, 4X,A1)

MET= Nº DE PONTOS DE FORNECIMENTO DOS DADOS METEOROLÓGICOS ( $\leq 100$ )

VEL= VELOCIDADE DO VENTO,(m/min)

DIR1= DIREÇÃO DO VENTO EM MOVIMENTO ANTI-HORARIO EM  
 RELAÇÃO A X.

SCOND= CONDIÇÃO DE ESTABILIDADE ATMOSFÉRICA

CARTÃO DE DADOS 2(4E15.7) MET VALORES

DIST= DISTANCIA DO PONTO DE LIBERAÇÃO (METROS)

SH= DISPERSÃO HORIZONTAL, METROS

SV= DISPERSÃO VERTICAL, METROS

HE= ALTURA EFETIVA DA CHAMINÉ, METROS

CARTÃO DE DADOS 3(15, E15.7)

IHI=0 SEM INVERSÃO TÉRMICA

IHI=1 INVERSÕES TÉRMICAS PRESENTES

CARTÃO DE DADOS 4( 5E15.7)

VW= COEFICIENTE DE "WASHOUT", 1/MIN

WTIME 1= INICIO DA CHUVA( MIN, DESDE O TEMPO DE  
 LIBERAÇÃO)

WTIME 2= FIM DA CHUVA( MIN, DEPOIS DO INICIO)

WX1= DISTÂNCIA DO PONTO DE LIBERAÇÃO ANTES DA CHUVA  
 INICIAR (M)

WX2= DISTÂNCIA DO PONTO DE LIBERAÇÃO DEPOIS DA CHUVA  
 (M)

NOTA= WTIME1 < WTIME 2 e WX1 < WX2

CONJUNTO DE DADOS 4 - DADOS DE ISÓTOPOS

( TERMINA COM CARTÃO BRANCO)

CARTÃO DE IDENTIFICAÇÃO: 4 NA COLUNA 5

CARTÃO DE DADOS 1(A8,2X,A8,2X,2E15.7,110)

JNAME= IDENTIFICAÇÃO DO ISÓTOPO PAI

JDAUGH= IDENTIFICAÇÃO DO ISÓTOPO FILHO

YLAMDA= CONSTANTE DE DECAIMENTO, 1/MIN

TEG= ENERGIA GAMA TOTAL, MEV

NERG= Nº DE GAMAS ( SE  $\leq$  0 OMITIR CARTÃO DE DADOS 3)

CARTÃO DE DADOS 2(5E15 7) 5 VALORES POR CARTÃO

YDELTA(I)= DOSE POR  $\mu$ Ci INALADO, REM/ $\mu$ Ci  
(I=1, NORG)

O VALOR NORG E A ORDEM DOS VALORES YDELTA DEVEM CONCORDAR

CARTÃO DE DADOS 3(2E15 7) NERG CARTÕES

ERG= NIVEL DE ENERGIA, MEV

YFE= FRAÇÃO POR DESINTEGRAÇÃO

CONJUNTO DE DADOS 5 - DADOS DO REATOR

( TERMINA COM CARTÃO BRANCO )

CARTÃO DE IDENTIFICAÇÃO: 5 NA COLUNA 5

CARTÃO DE DADOS 1(2E15.7), 110)

TIME 1= INICIO DA EMISSÃO DA FONTE, MIN

TIME 2= FIM DA EMISSÃO DA FONTE, MIN

INIT(7)= -1 PRIMEIRA RODADA

= 2 TIME 1, TIME 2 ou ALPHA É TROCADO

= 0 TROCADO TODO O CONJUNTO 5 DE DADOS

FAZENDO UMA ÚNICA RODADA DEVE-SE USAR-1

CARTÃO DE DADOS 2(E15.7) APLICA-SE PARA TODOS OS ISÓTOPOS

X ALPHA= TAXA DE EMISSÃO DO SISTEMA , Ci/MIN

CARTÃO DE DADOS 3(A8.2X, 3E15.7)

JNAME= NUCLÍDEOS PAIS ESPECIFICADOS NO CONJUNTO DE DADOS 4

YQ= TAXA DE EMISSÃO DO NUCLÍDEO, Ci/KW/MIN

YVD= VELOCIDADE DE DEPOSIÇÃO, METROS/M<sup>2</sup>N

YVG= TAXA DE INFILTRAÇÃO, 1/MIN

NOTA= YQ=0 PARA OS NUCLÍDEOS NÃO PRESENTES NO TEMPO ZERO .

O MESMO ISÓTOPO APARECENDO EM DIFERENTES RAMIFICAÇÕES DE UMA CADEIA, DEVE TER IDENTIFICAÇÃO DIFERENTE NO CONJUNTO DE DADOS 4 e 5.

CONJUNTO DE DADOS 6 - CONSTANTES DE INTEGRAÇÃO

("STROND AND SECREST"), FÓRMULAS GAUSSIANAS DE QUADRATURAS)

CARTÃO DE IDENTIFICAÇÃO: 6 NA COLUNA 5

CARTÃO OPCIONAL (I5)

IOPT=1 CONSTANTES PARA INTEGRAÇÃO SOBRE ÂNGULO DE ELEVACÃO (SUBR INT)

CARTÃO DE DADOS 1( I10)

NTHETA= ORDEM DE INTEGRAÇÃO (9) - GAUSS LEGENDRE

## CARTÃO DE DADOS 2(2E15.7)

THES(10)=) PONTO MÉDIO DA INTEGRAÇÃO, VALOR NÃO  
USADO

W(10)=W(1) PESO DO NÓ NO PONTO MÉDIO

## CARTÃO DE DADOS 3(2E15.7) CARTÕES NTHETA

THES(I)= X(I) NÓDULOS POSITIVOS EM ORDEM ASCENDENTE

W(I)=W(I) PESOS RELATIVOS

IOPT=2 CONSTANTES PARA AVALIAR DOSE EXTERNA (SUBR NEXTRHO)

## CARTÃO DE DADOS 1(2I10)

K1= NÓDULOS NA FÓRMULA GAUSS-LEGENDRE PARA A PARTE  
MÉDIA ( $\leq 20$ )

K2= NÓDULOS NOS EXTREMOS ( $\leq 20$ )

NOTA: HÁ 3 FÓRMULAS DISTINTAS DE INTEGRAÇÃO QUE EXIGEM  
3 CONJUNTOS DE PESOS E NÓDULOS. O PRIMEIRO SÃO PARA A  
FÓRMULA GAUSS-LEGENDRE PARA A PARTE MÉDIA - (K1+1)/2 NÓ  
DULOS POSITIVOS LIDOS EM ORDEM DESCENDENTE.

O SEGUNDO CONJUNTO TEM K2 NÓDULOS DA FÓRMULA GAUSS -  
LAGUERRE - FÓRMULA PARA OS EXTREMOS EM ORDEM DESCEN-  
DENTE.

O TERCEIRO CONJUNTO TEM (K2+1)/2 NÓDULOS POSITIVOS DA  
FÓRMULA GAUSS-LEGENDRE PARA REPOR OS NÓDULOS GAUSS -  
LAGUERRE NO EXTREMO PRÓXIMO AO REATOR - EM ORDEM DES-  
CENDENTE.

CARTÃO DE DADOS 2(2E15.7) (K1+2)/2+K2+(K2+1/2) CARTÕES

XINT(I) = NÓDULOS X(I)

WINT(I) = PESO RELATIVO

IOPT = 3 NÓDULOS NA FÓRMULA GAUSS HERMITE ( SUBR NEXTRHU L )

CARTÃO DE DADOS 1( I10)

MN = Nº DE NÓDULOS ( $\leq 18$ ) (MN+1)/2 NÓDULOS POSITIVOS EM ORDEM DESC.

SE MN=1, FORM. 1.7A COM ZEROS NO CARTÃO 2

CARTÃO DE DADOS 2(2E15.7)(MN+1)/2 CARTÕES

XINT(I) = NÓDULO X(I)

WINT(I) = PESO RELATIVO

CONJUNTO DE DADOS 7, TODOS OS CONJUNTOS CARREGADOS, PROCESSA OS DADOS DE ENTRADA MAS NÃO IMPRIME.

CARTÃO DE IDENTIFICAÇÃO: (7) NA COLUNA 5

CONJUNTO DE DADOS 8, CONSTANTES

CARTÃO DE IDENTIFICAÇÃO ( 15) 8 NA COLUNA 5

CARTÃO DE DADOS 1(15, 2E15,7) 4 CONJUNTO DE CONSTANTES

UM CARTÃO DE IDENTIFICAÇÃO (8 NA COLUNA 5) DEVE PREENCHER CADA CONJUNTO.

IDATA = 1

DATA1 = TAUX, MIN. VALOR MÍNIMO PARA DELTA T  
 DATA 2 = NTAU NQ DE TAUX(  $\leq$  100)  
 IDATA = 2  
 DATA1 = TAXA RESPIRAÇÃO  $\beta$  , CM<sup>3</sup>/MIN  
 IDATA = 3  
 DATA1 = LIMITE DE PRECISÃO DEPS( Pg.54, TM 4082)  
 IDATA= 4  
 DATA 1 = NORG- NQ DE ORGÃOS

CARTÃO DE DADOS 2(10A8)

ORG(I)= IDENTIFICAÇÃO DE ORGÃOS (I21, NORG)( $\leq$  12) .  
 A ORDEM DOS ORGÃOS DEVE CORRESPONDER AOS VALORES  
 IDELTA NO CONJUNTO DE DADOS 4.

CONJUNTO DE DADOS 9 - INFORMAÇÕES DE SAÍDA

CARTÃO DE IDENTIFICAÇÃO :9 NA COLUNA 5

CARTÃO DE DADOS 1(15)

IOUT= 0 PROGRAMA TERMINADO  
 IOUT=+1 IMPRIME DOSES E GERA ESTOQUES DE SAÍDA DE  
 MODO QUE NÃO ACUMULA DOSES NA PRÓXIMA CORRIDA.  
 IOUT=1 IMPRIME DOSES E ACUMULA DOSES DE UMA CORRIDA  
 PARA OUTRA.

## APÊNDICE D

Neste apêndice estão indicados os cálculos efetuados para Torres A e D, com velocidades de ventos  $u = 27, 81, 107, \text{ e } 188 \text{ m/min}$  correspondentes a estas torres meteorológicas.

As Figuras D.1 a D.11 mostram os resultados dos cálculos de distâncias de segurança para os três reatores, para estas velocidades de vento consideradas.

As Figuras D.12 a D.15 mostram os resultados dos cálculos segundo o modelo de Rasmussen para todos os tipos de acidentes analisados, para velocidades de vento acima citados e as Figuras D.16 a D.19 mostram a Contaminação do Solo para estas velocidades de vento.

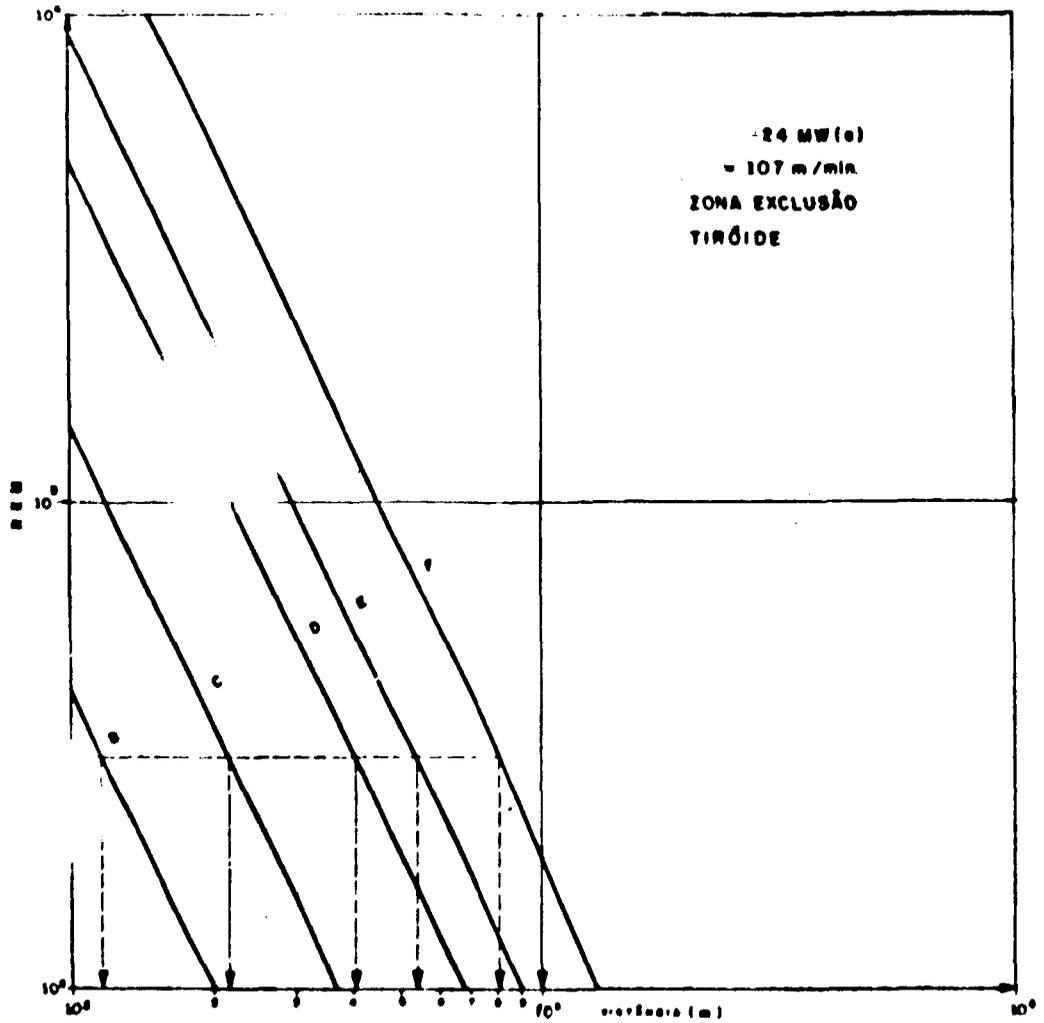


Figura D.1 Determinação das zonas de exclusões para todas estabilidades,  $\mu = 107$  m/min., Reator Angra-1.

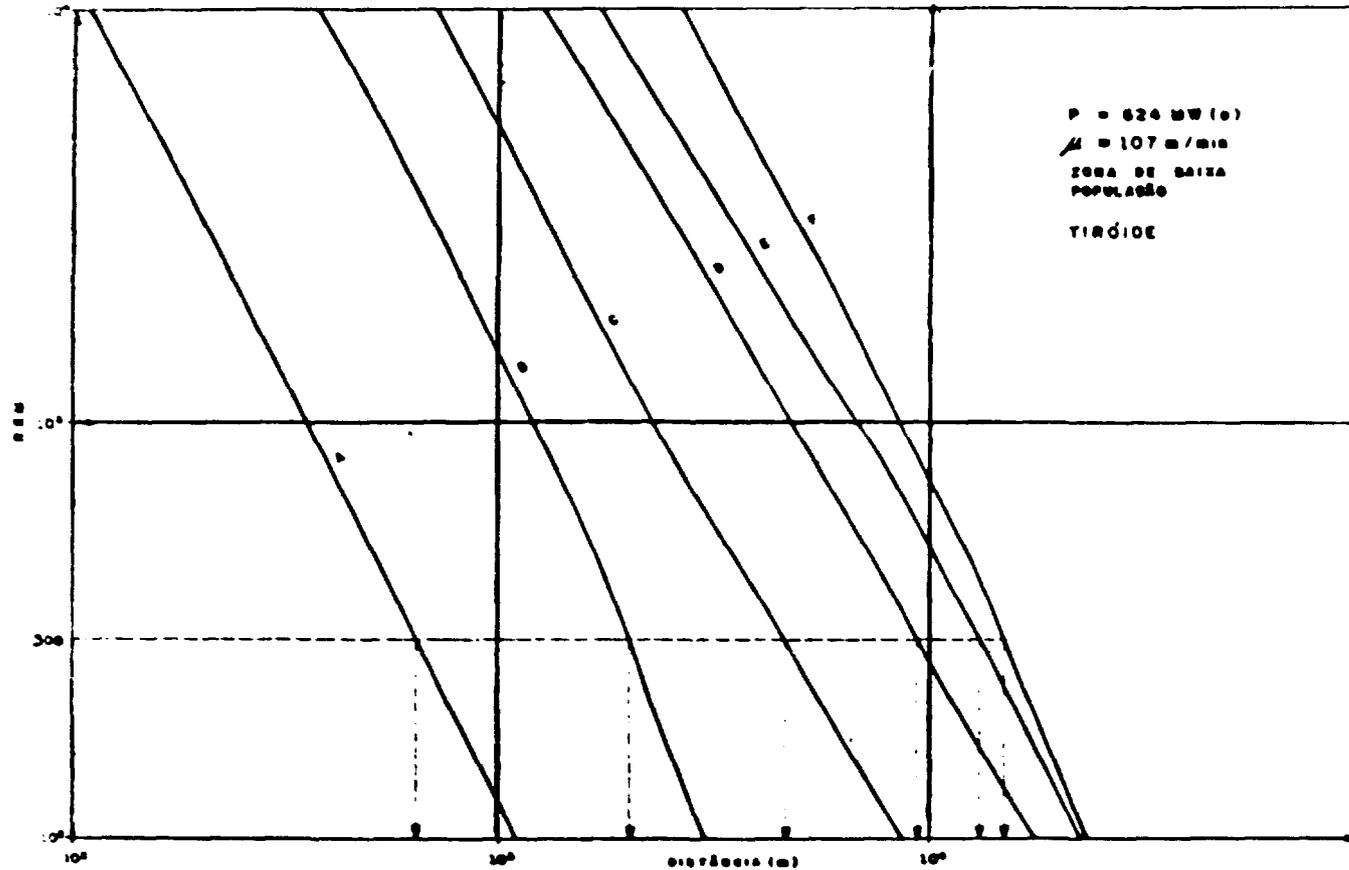


Figura D.2 – Determinação da Zona de Baixa População para Todas Estabilidades do Reator Angra I  $\mu = 107 \text{ m/min}$ .

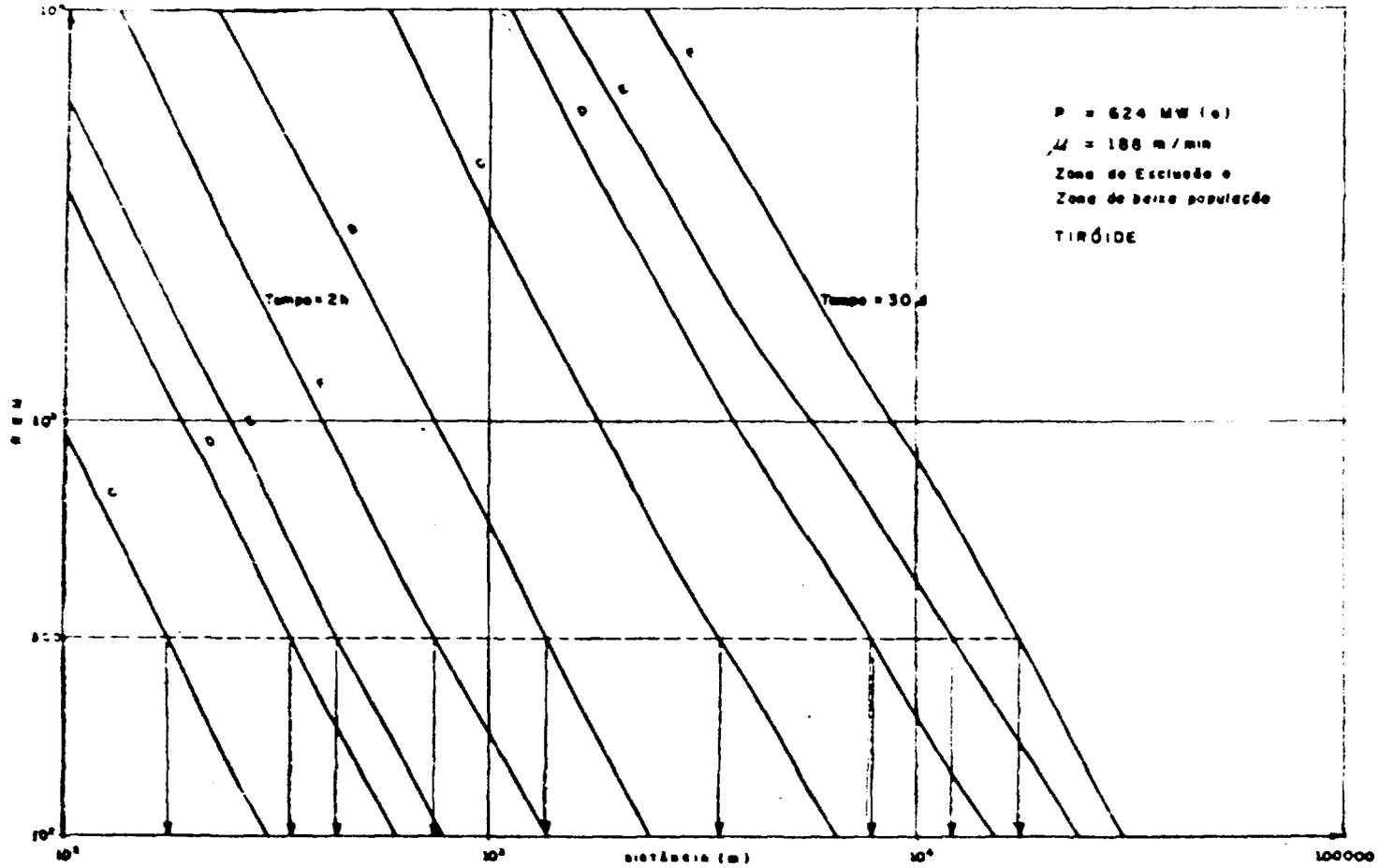


Figura D.3 – Determinação das Zonas de Exclusões e Zona de Baixa População para Toda Estabilidade, Reator Angra I  $\mu = 188 \text{ m/min}$ .

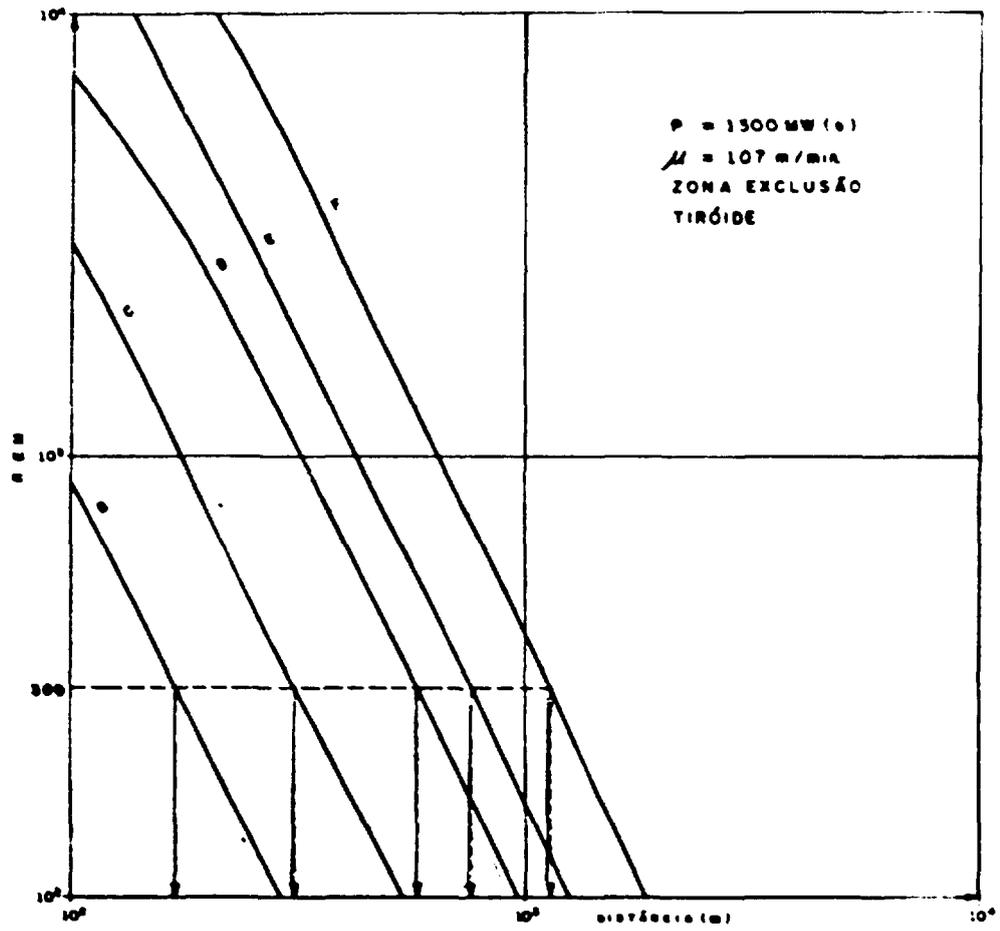


Figura D.4 – Determinação das Zonas de Exclusões do Reator Angra II, III, para Todas Estabilidades  $\mu = 107 \text{ m/min}$ .

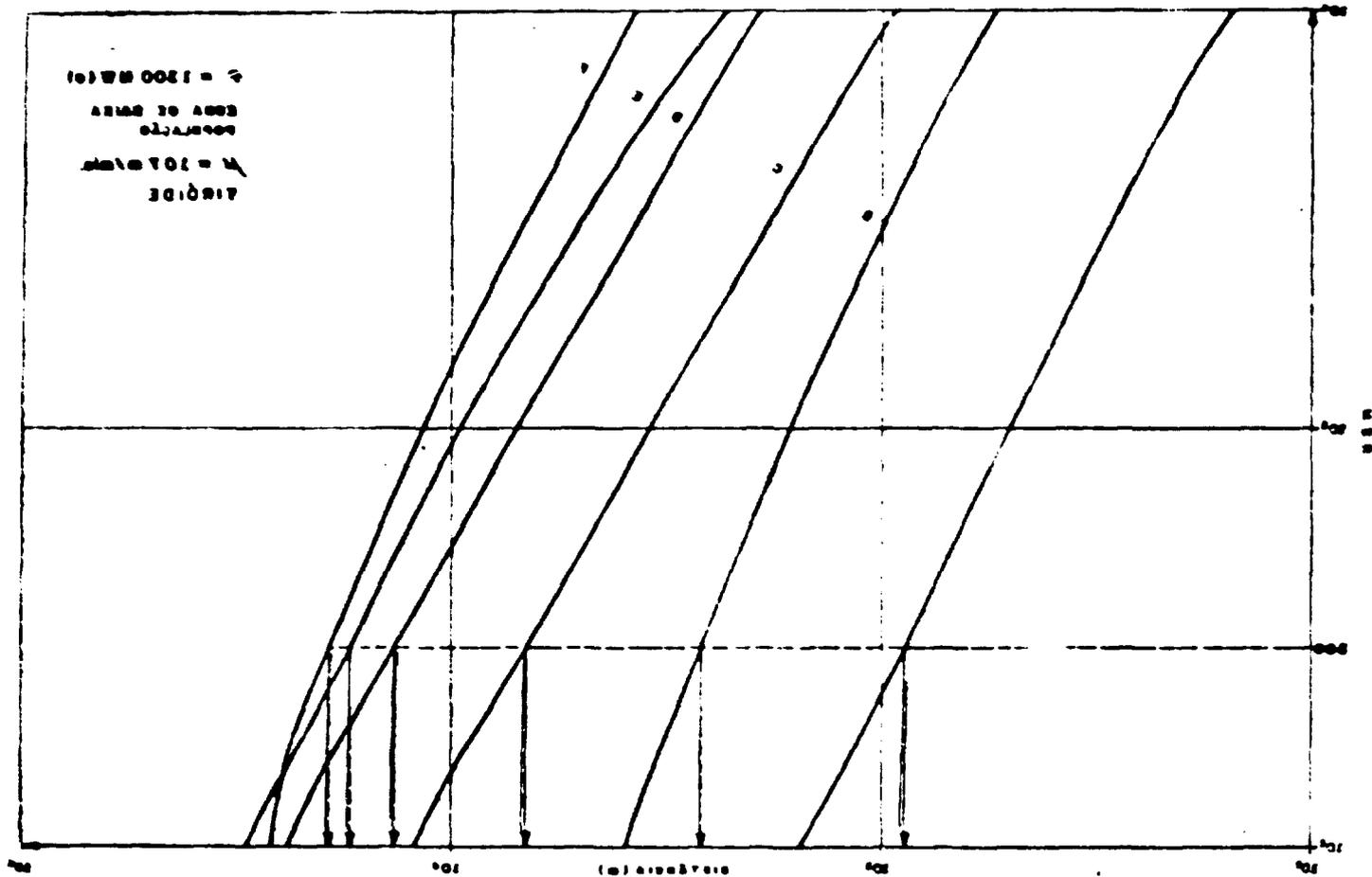


Figura D.5 – Determinação da Zona de Baixa População do Reator Angra II ou III, para Todas Estabilidades  $\mu = 107$  m/min.

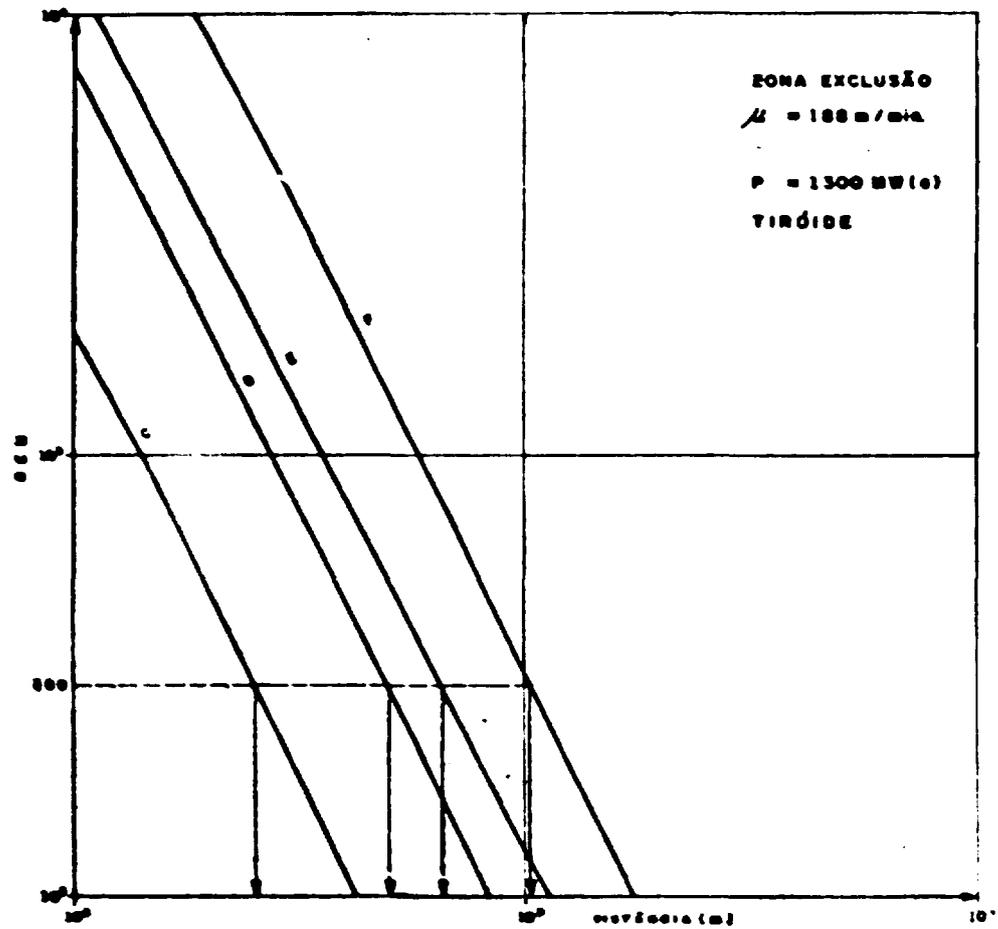


Figura D.6 – Determinação da Zona de Exclusão do Reator Angra II ou III, Estabilidades C, D, E e F,  $\mu = 188 \text{ m/min.}$

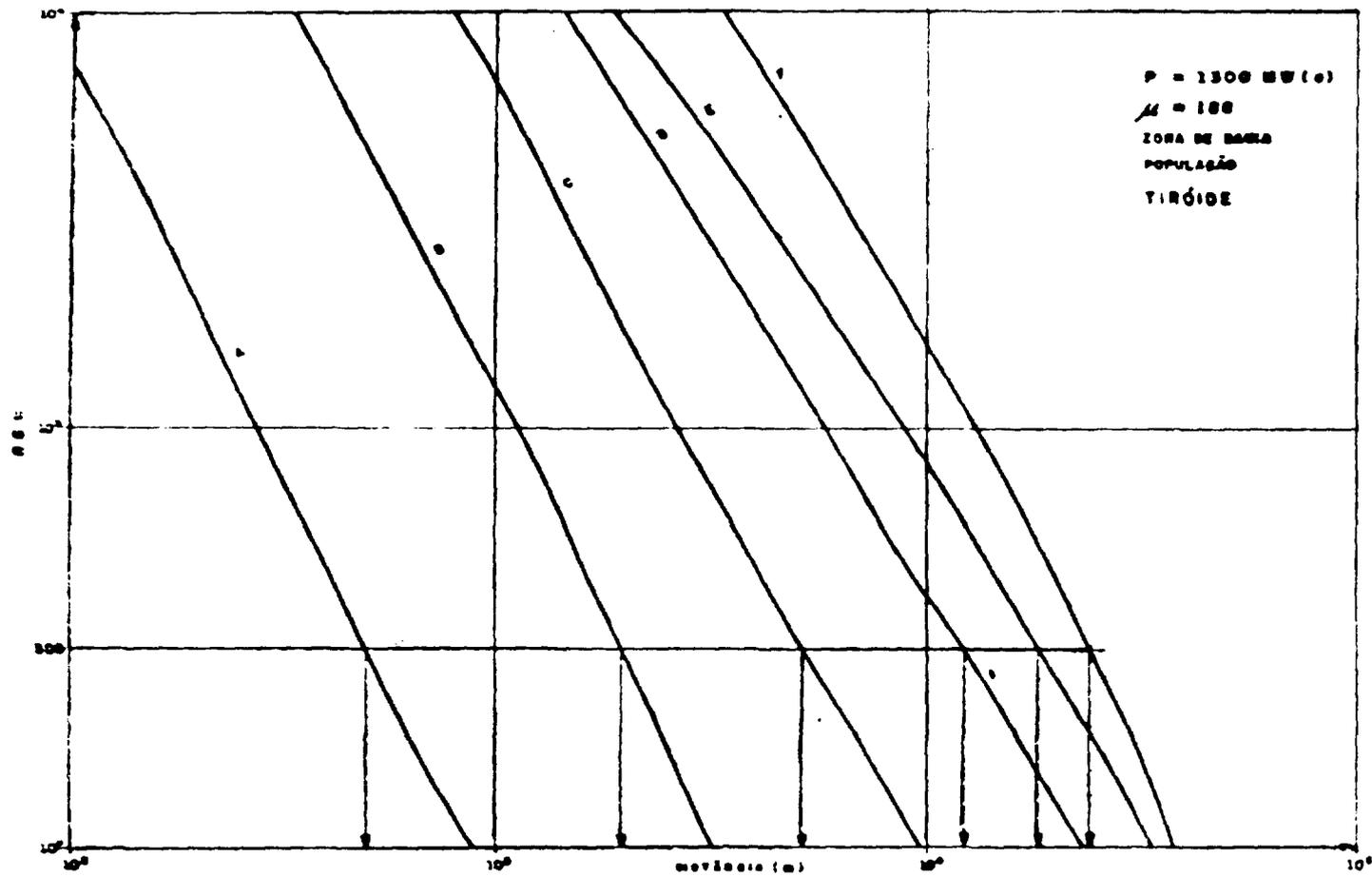


Figura D.7 – Determinação da Zona de Baixa População do Reator Angra II ou III,  $\mu = 188 \text{ m/min.}$ , Todas Estabilidades.

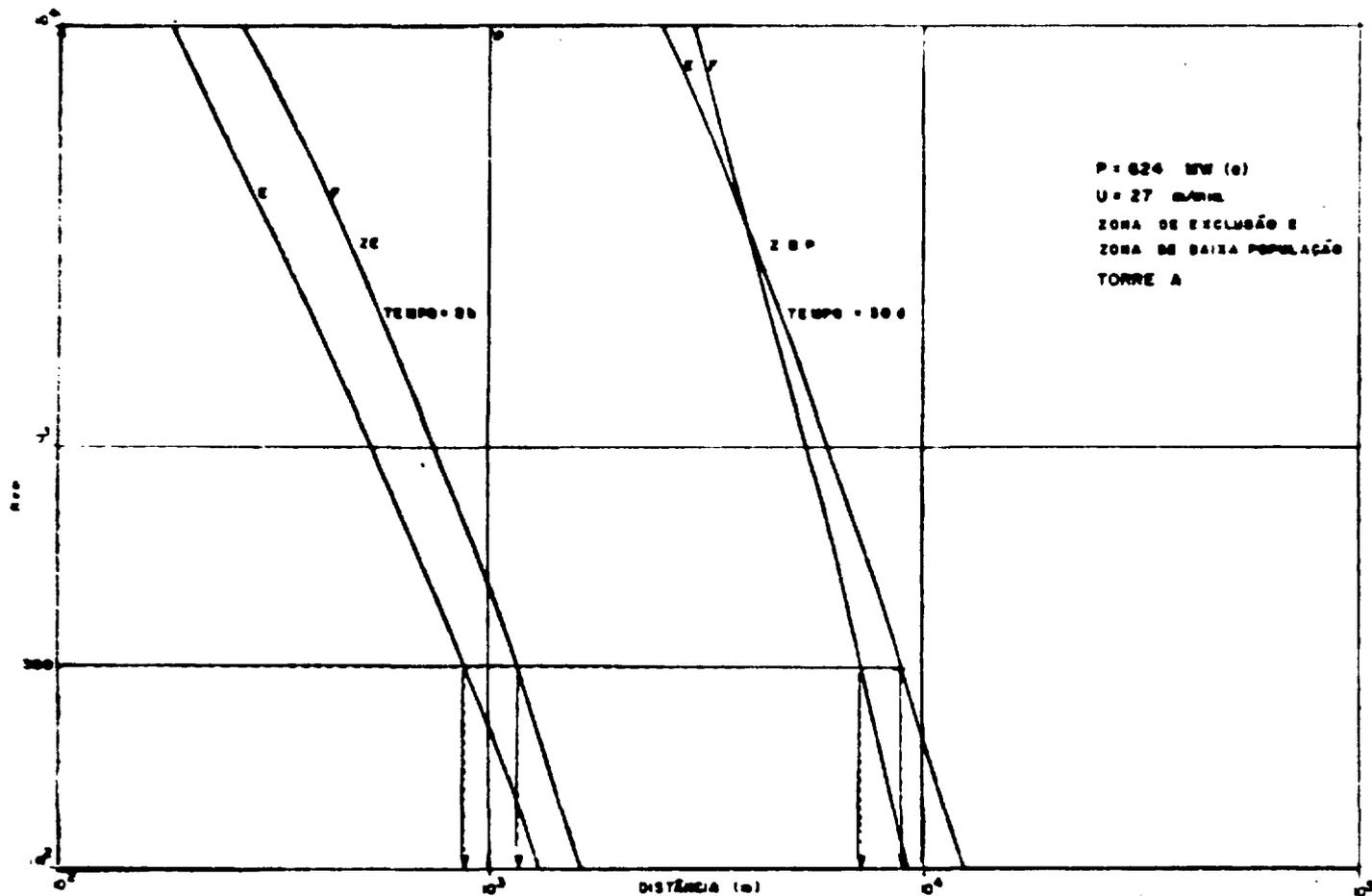


Figura D.8 — Determinação da Zona de Exclusão e Zona de Baixa População do Reator Angra I, Dados da Torre A,  $U = 27$  m/min., Estabilidade E e F.

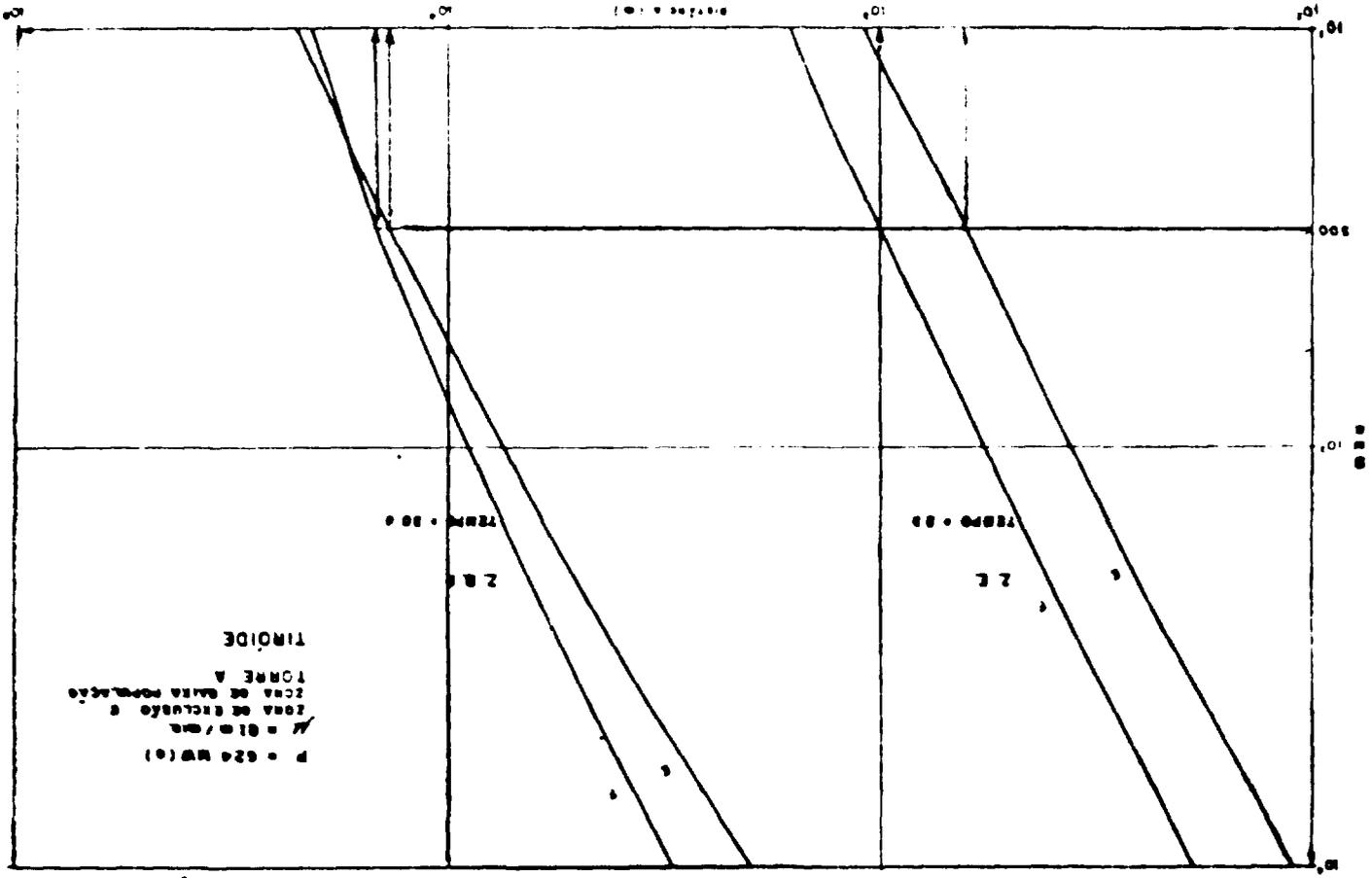


Figura D.9 - Determinação da Zona de Exclusão e na Zona de Baixa População do Reator Angra I, com Dados da Torre A,  $\mu = 81$  m/min., Estabilidade E e F

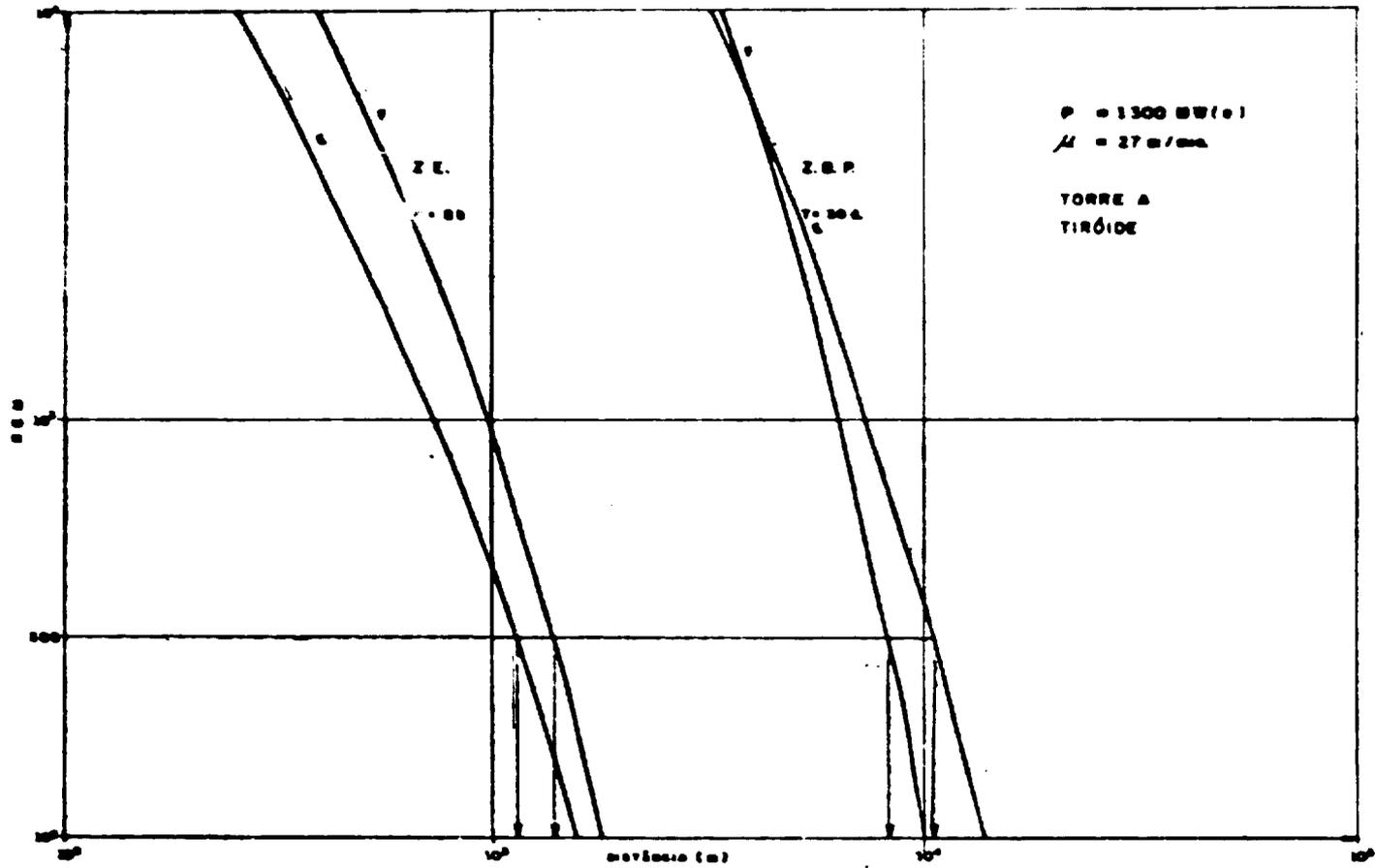


Figura D.10 — Determinação da Zona de Exclusão e Zona de Baixa População do Reator Angra II ou III, Dados da Torre A = 27 m/min., Estabilidade E e F

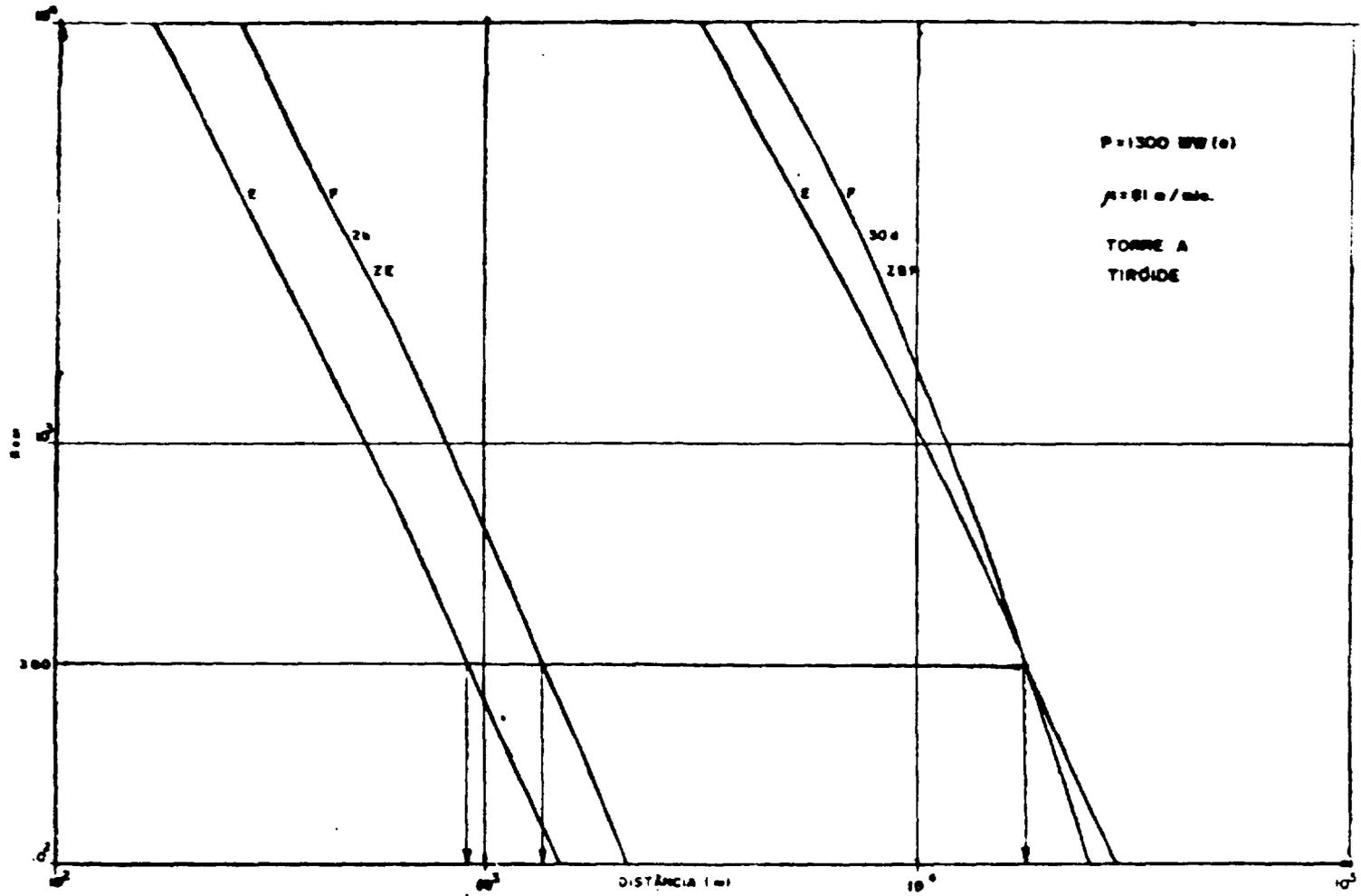


Figura D.11 – Determinação da Zona de Exclusão e Zona de Baixa População do Reator Angra II ou III, Torre A,  $\mu = 31 \text{ m/min.}$ , Estabilidade E e F.

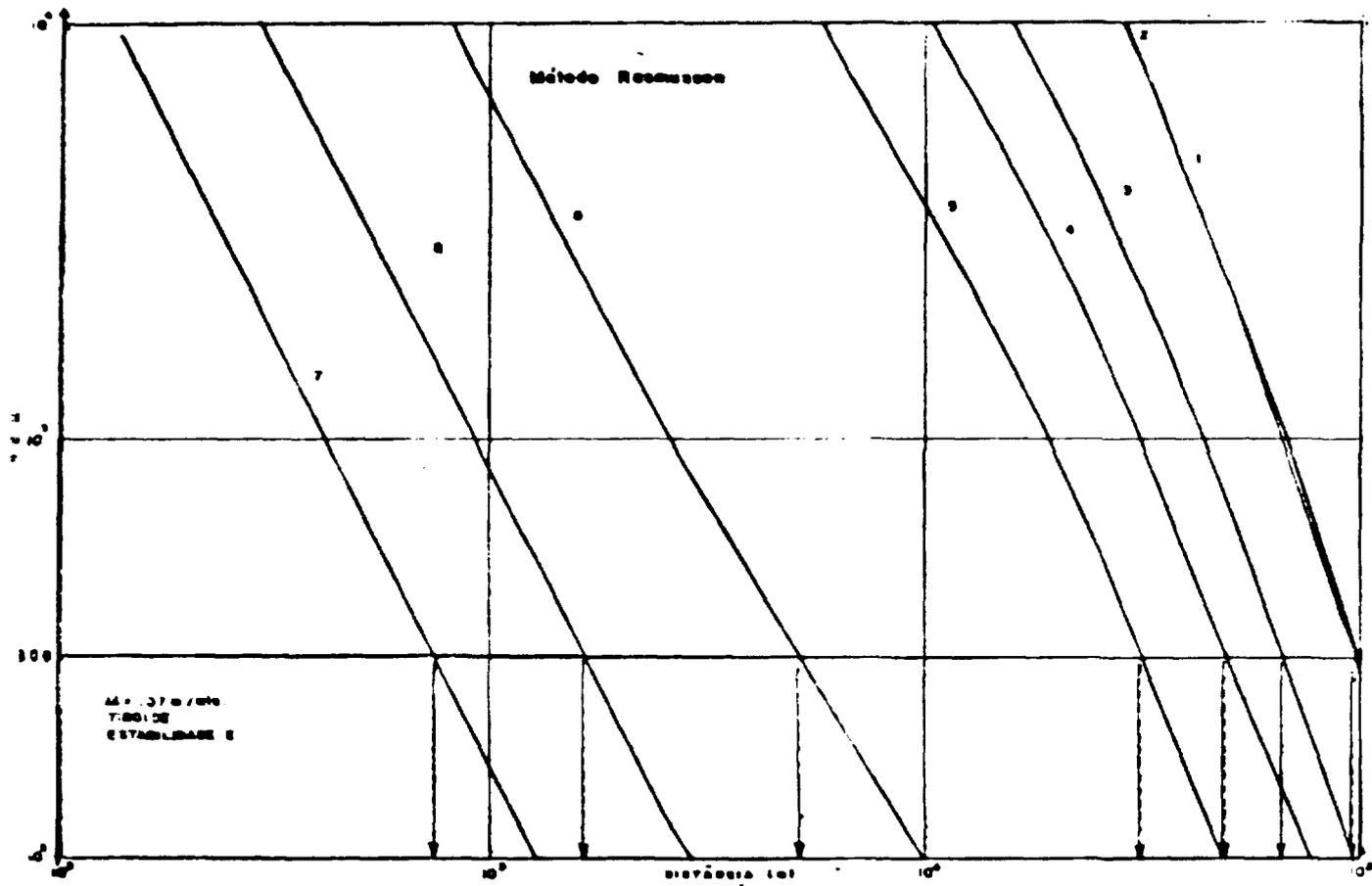


Figura D.12 - Dose Interna 24 h após Liberação para 8 Tipos de Acidentes,  $\mu = 107$  m/min., Estabilidade E, e Altura Efetiva  $h =$

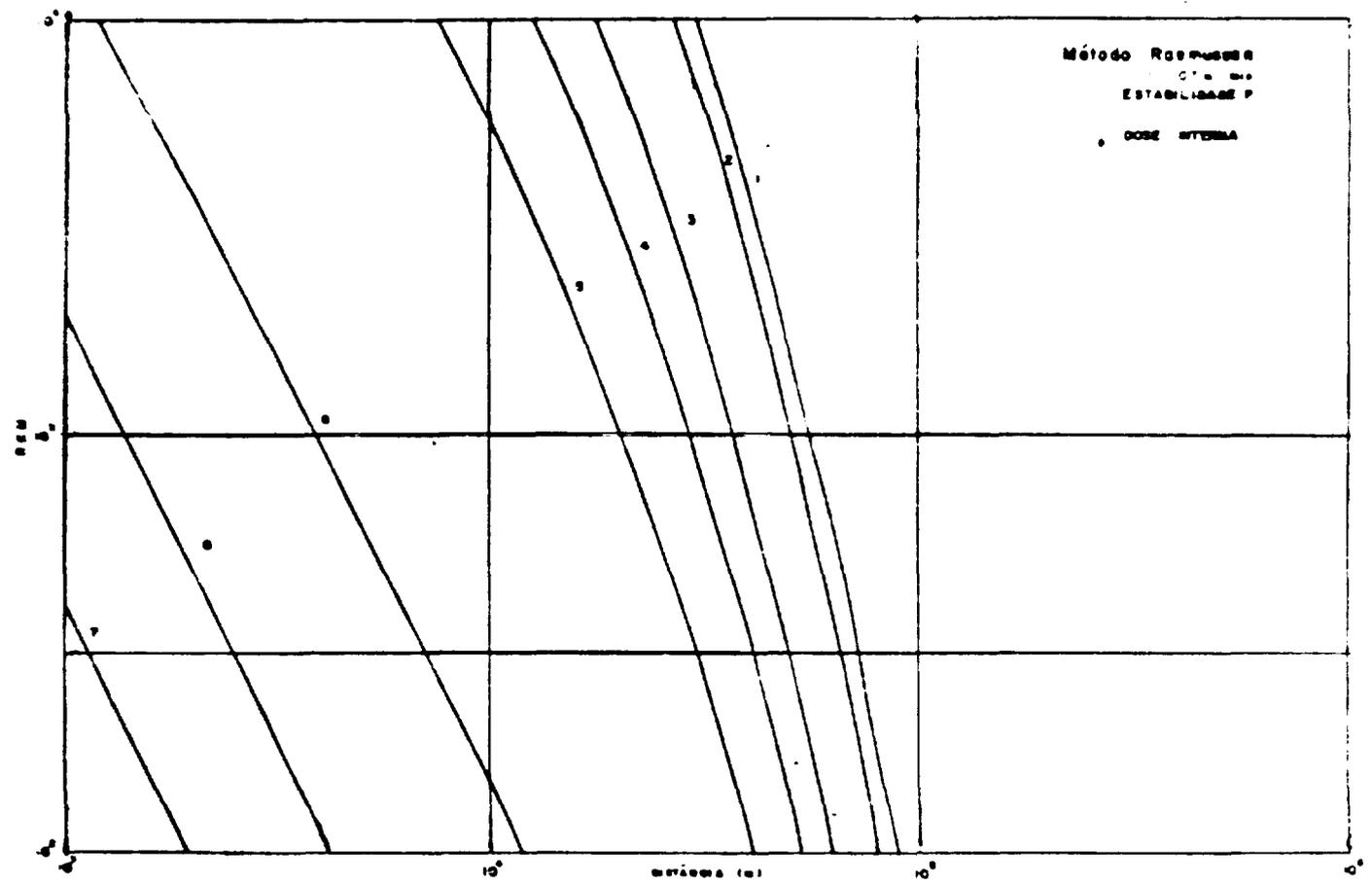


Figura D.13 – Dose Interna para 8 Tipos de Acidentes, 24 h após Liberação,  $\mu = 107$  m/min., Estabilidade F, Altura Efetiva  $H = 0$

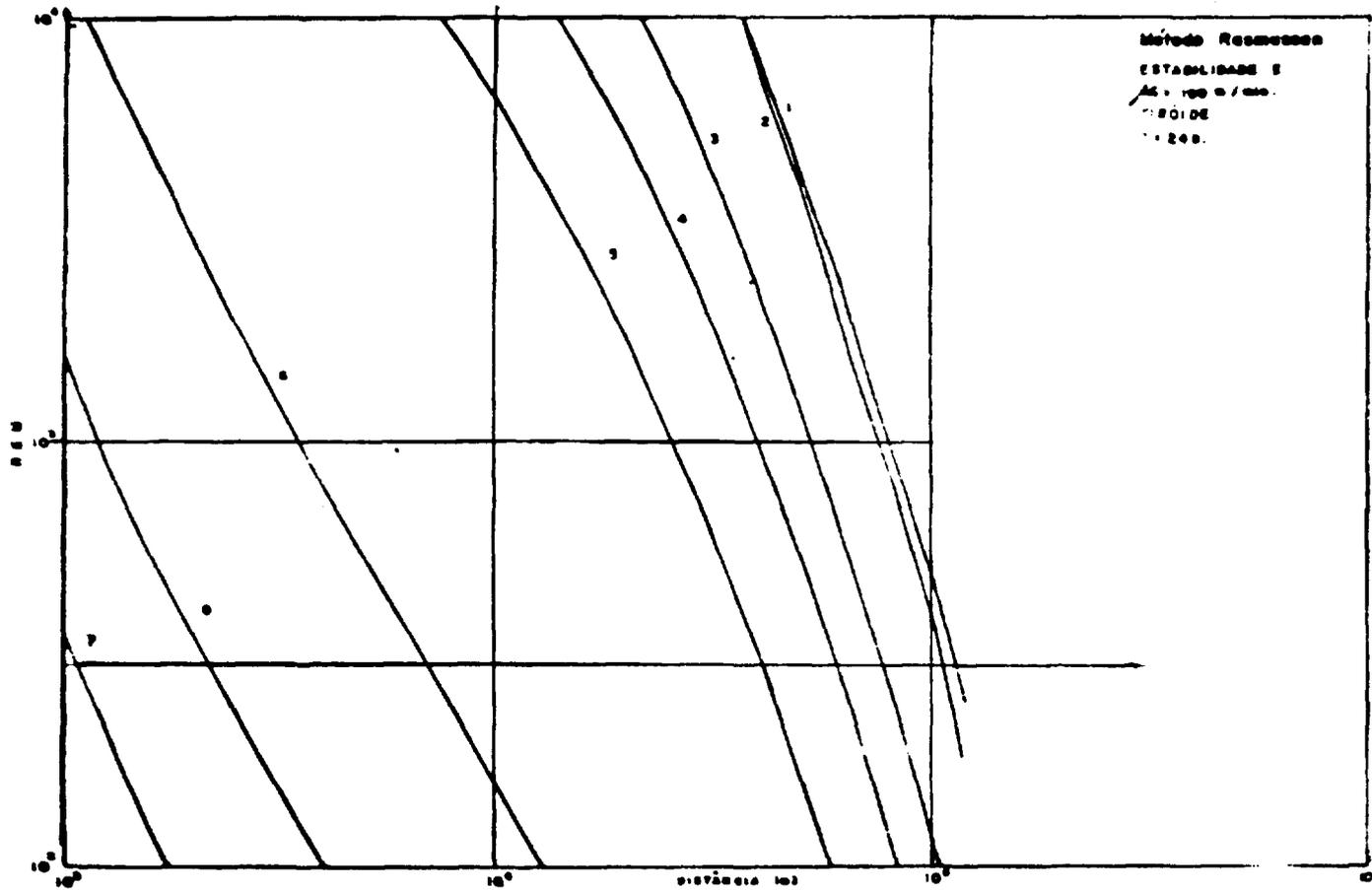


Figura D.14 - Dose Interna para 8 Tipos de Acidentes, 24 h após Liberação, Estabilidade E,  $\mu = 188 \text{ m/min.}$ , Altura Efetiva  $H = 0$ .

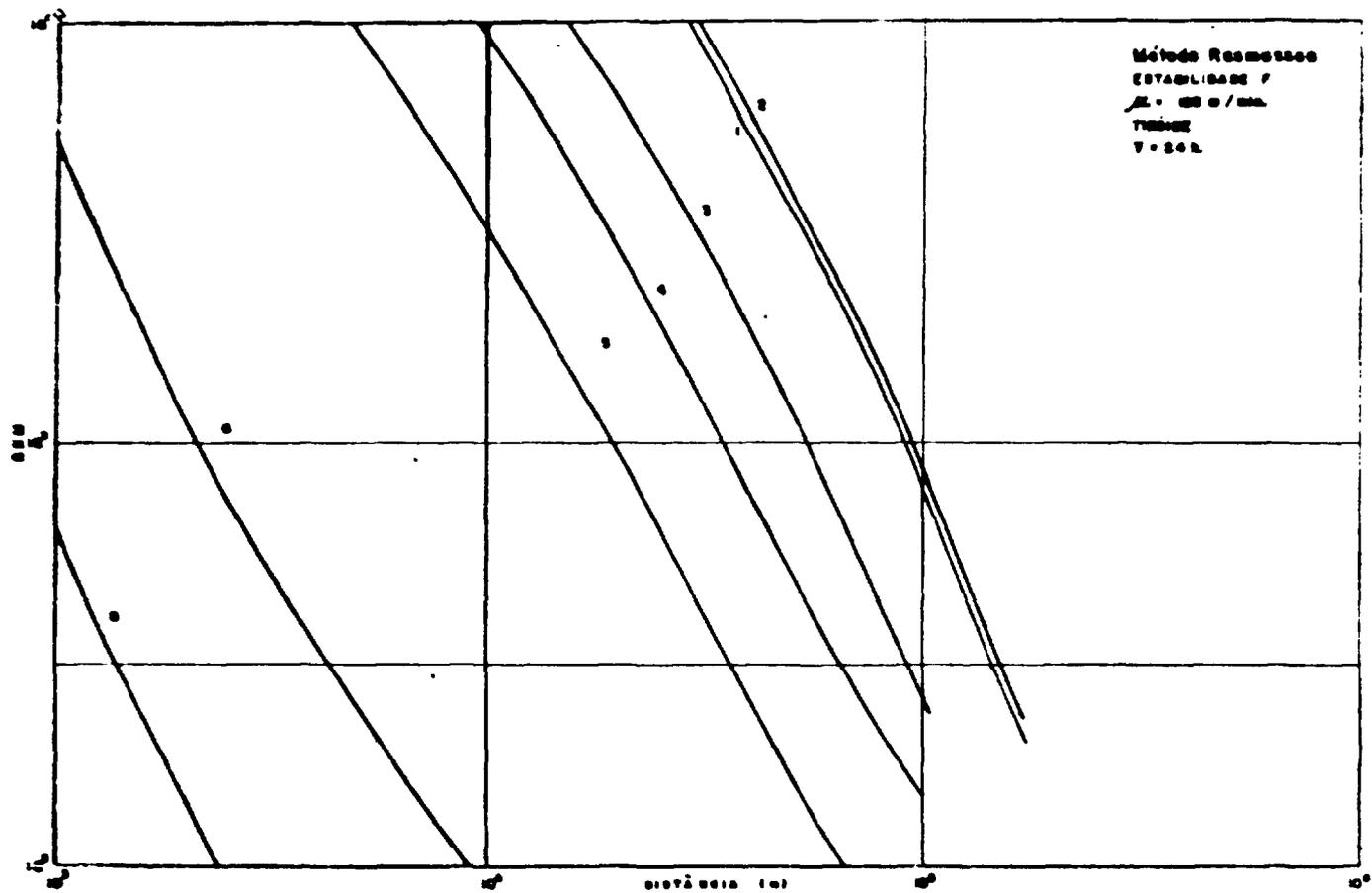


Figura D.15 – Dose Interna para 7 Tipos de Acidentes, 24 h após Liberação,  $\mu = 188 \text{ m/min.}$ , Estabilidade F, Altura Efetiva  $H = 0$ .

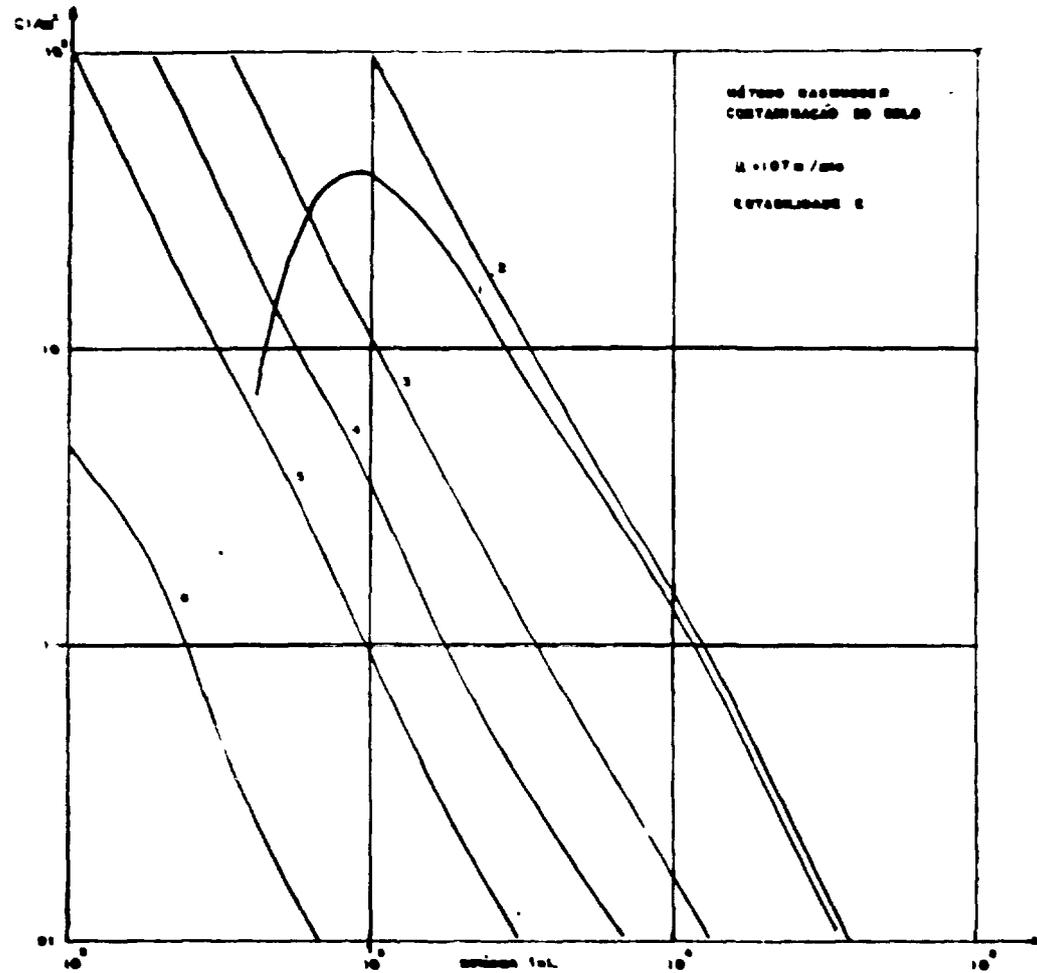


Figura D.16 – Contaminação do Solo, 6 Tipos de Acidentes,  $\mu = 107 \text{ m/min.}$ , Estabilidade E.

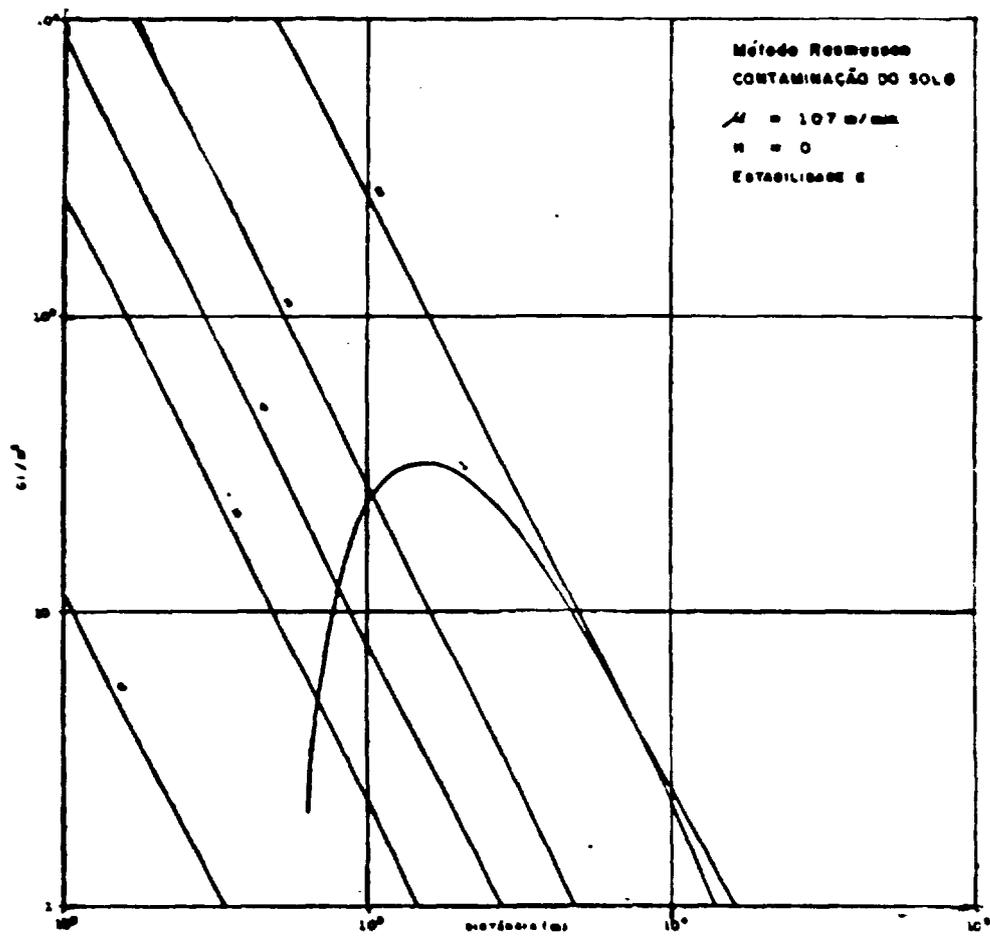


Figura D.17 - Contaminação do Solo, 6 Tipos de Acidentes,  $\mu = 107 \text{ m/min.}$ , Estabilidade E, Altura  $H = 0$ .

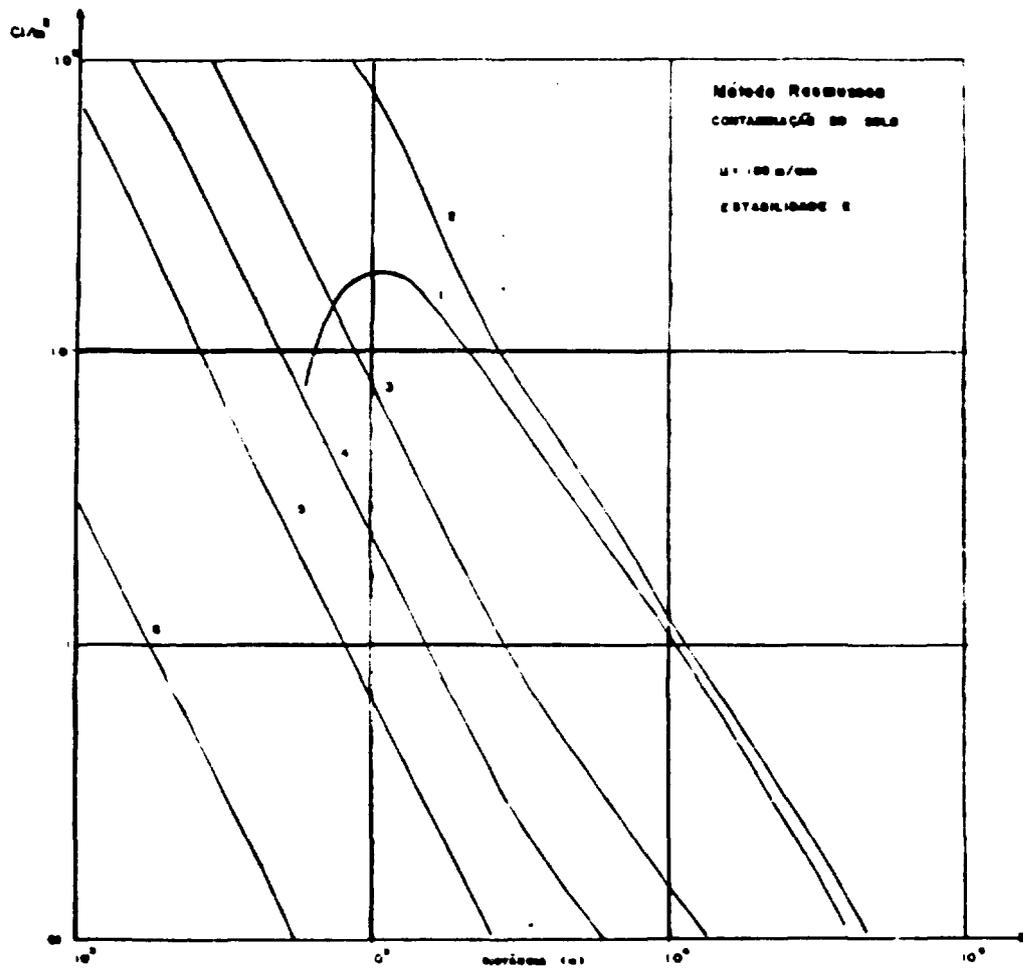


Figura D.18 – Contaminação do Solo, para 6 Tipos de Acidentes,  $\mu = 188 \text{ m/min}$ , Estabilidade E, Altura Efetiva  $H = 0$ .

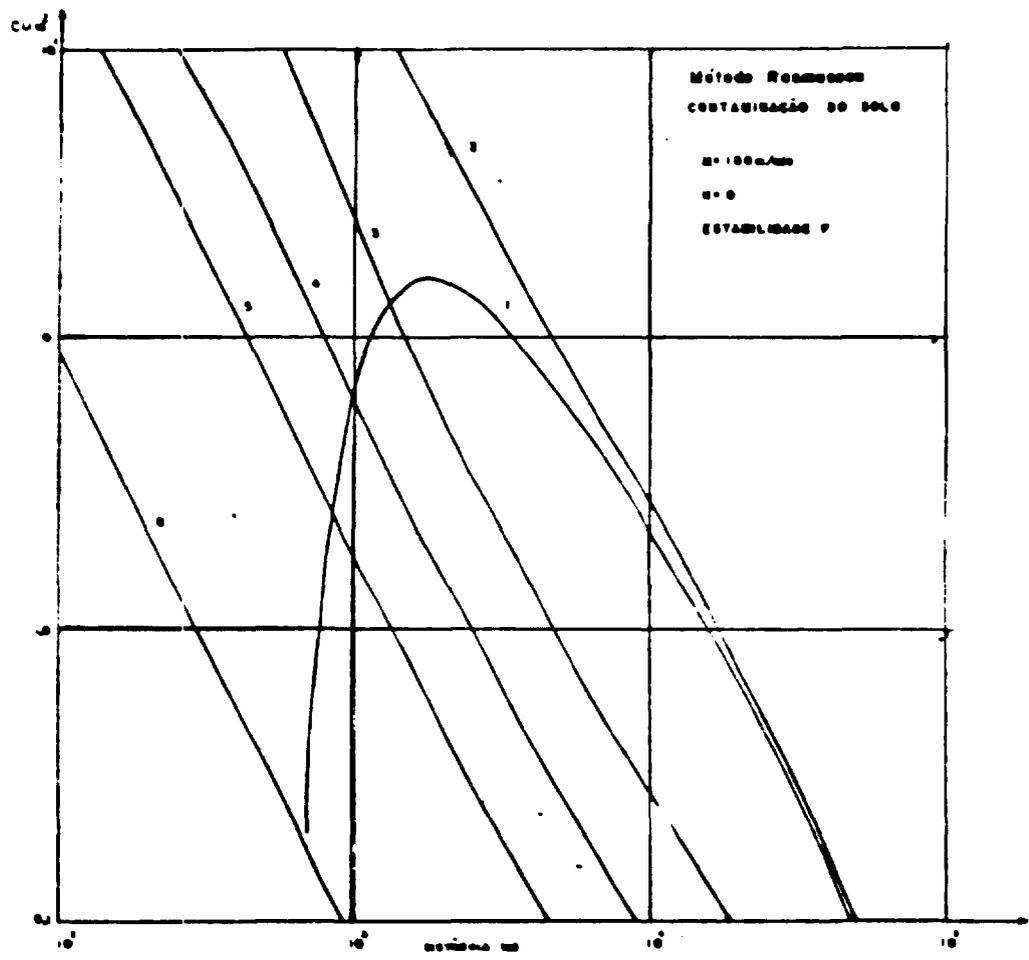


Figura D.19 – Contaminação do Solo, 6 Tipos de Acidentes,  $\mu = 188 \text{ m/min.}$ , Estabilidade F e Altura Efetiva  $H = 0$ .

## APÊNDICE E

Para a verificação dos resultados obtidos com o Código ACRA-II, fizemos um estudo comparativo com os resultados experimentais obtidos no Brookhaven National Laboratory, provenientes do Brookhaven Graphite Research Reactor (BGRR), para o qual existem dados extensivos sobre as condições meteorológicas e de medidas de doses.

O reator BGRR é refrigerado a ar. Durante este processo forma-se o  $\text{Ar}^{41}$  que é liberado para a atmosfera através de uma chaminé de 107 m de altura juntamente com o ar de refrigeração, com uma taxa de escape de 0,15 Ci/seg. A emissão é feita em nível aproximadamente constante podendo ser detectada com o auxílio de câmaras de ionização localizadas num raio de 7 milhas ao redor do reator e as medidas foram executadas, extensivamente, pelo grupo de proteção radiológica do BNL.

Convém ressaltar aqui, que os parâmetros de dispersão usados nos cálculos efetuados pelo grupo do BGRR, foram os sugeridos por Watson<sup>(48)</sup> e Gamertsfelder e diferem um pouco do modelo aqui utilizado mas em ambos os casos, a nuvem radioativa efluente contém uma concentração uniforme na direção horizontal ao longo do vento, e uma distribuição Gaussiana na direção vertical.

Os resultados teóricos e experimentais obtidos pelo grupo BNL foram bastante satisfatórios.

Para comparação, fizemos o cálculo de taxas de doses para a condição atmosférica neutra.

A altura efetiva das emissões foi calculada pelo método de Holland modificado por Moses:

$$\Delta H = \frac{C(1,5V_s \cdot d + 4 \cdot 10^{-5} Q_h)}{u_h}$$

onde:

$V_s$ = velocidade de saída:	6 m/s
$d$ = diâmetro da chaminé:	5,18 m
$Q_h$ = transferência de calor do efluente relativo ao ambiente:	$1,62 \cdot 10^6$ Cal/kg
$u_h$ = velocidade do vento na saída da chaminé:	5m/s
$C$ = fator de correção para o diâmetro da chaminé:	3,17

Nestas condições o cálculo da altura efetiva foi de 182 m.

Foram calculadas as taxas de doses em unidades de mR/H para 16 setores adjuntos ao reator, cada setor, cobrindo um ângulo de  $22,5^\circ$  para uma condição meteorológica representativa (condição neutra).

A Figura E.1 mostra os setores numerados, supondo que a nuvem esteja atravessando o setor 1.

Pode-se notar que por simetria a taxa de dose no setor 16 é a mesma que no setor 2, e assim por diante.

As taxas de doses foram calculadas em distâncias até 10.000 m do reator e os resultados obtidos são mostrados na Figura E.2.

Analisando este gráfico verifica-se que as curvas estão bem próximas daquelas obtidas pelo grupo de Brookhaven.

Conclui-se que os modelos adotados no cálculos dos parâmetros de entrada do código ACRA-II são adequados para este tipo de cálculo.

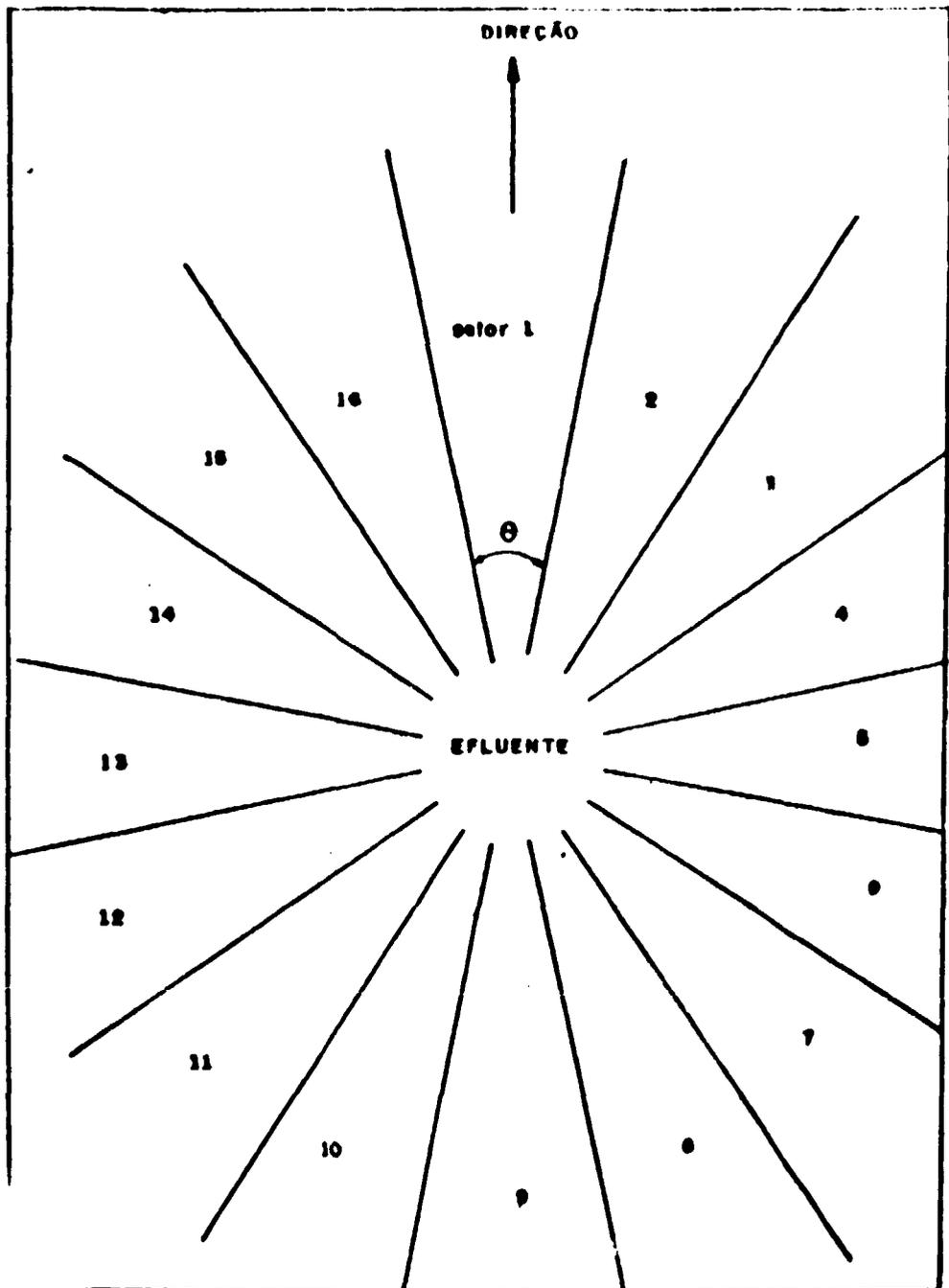


Figura E-1 - Numeração dos setores

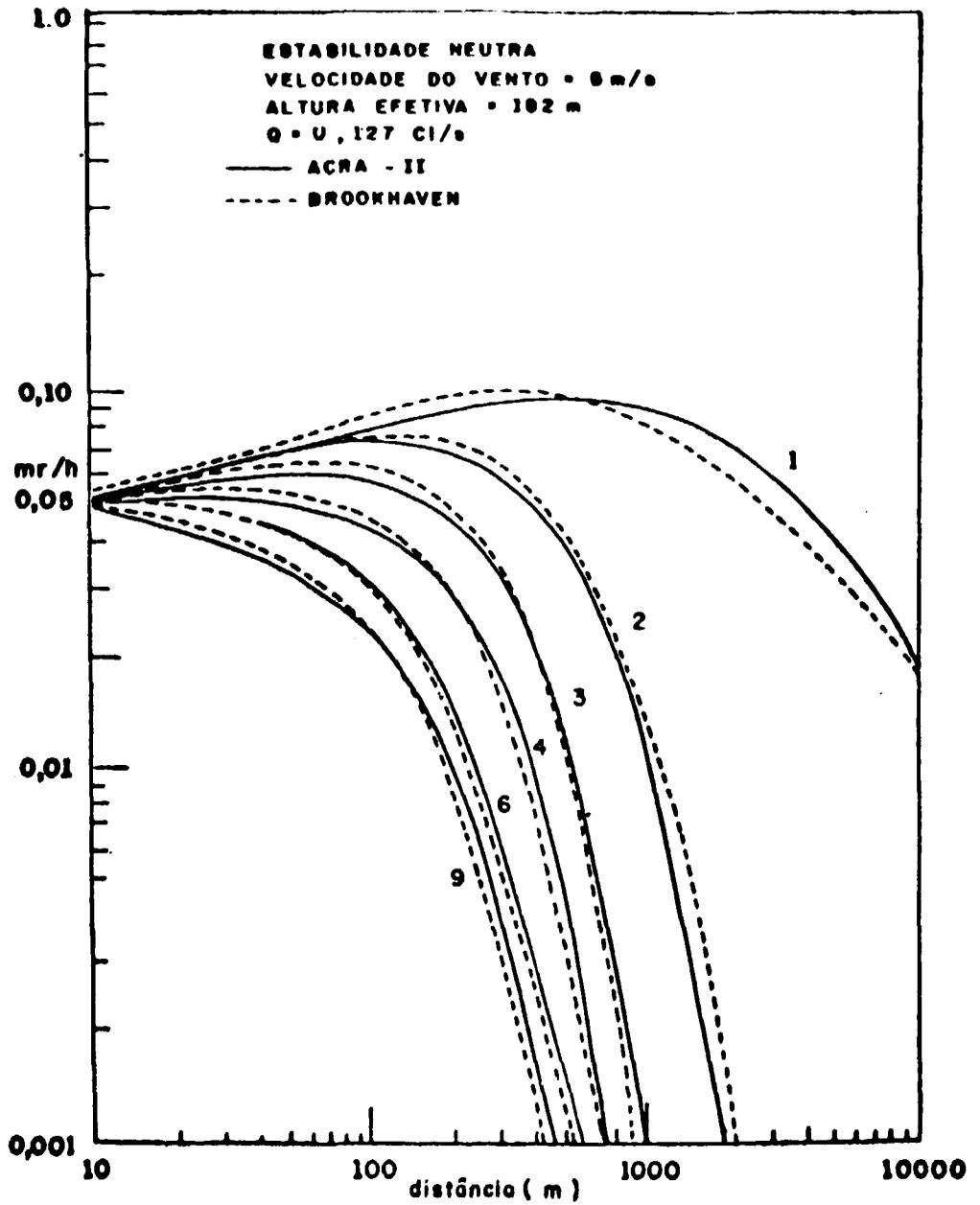


Figura E-2 - Taxa de dose externa versus distância em cada setor

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. BARAD, M. L. & HAUGEN, D. A. A preliminary evaluation of Sutton's hypothesis for diffusion from a continuous point source. *J. Met.*, Lancaster, Pa., 16(1):12-20, 1959.
2. BEATTIE, J. R. & BRYANT, P. M. *Assessment of environmental hazards from reactor fission product releases*. Risley, Lancashire, UKAEA, Authority Health & Safety Branch, May 1970. (AHSB(S)R.135).
3. BINFORD, F. T. et alii. *Estimation of radiation doses following a reactor accident*. Oak Ridge, Oak Ridge National Lab., Feb. 1968. (ORNL-4086). [Microficha].
4. BLOMEKE, J. O. & TODO, M. F. *Uranium-235 fission-product production as a function of thermal neutron flux, irradiation time, and decay time. 1. Atomic concentrations and gross totals*. Oak Ridge, Oak Ridge National Lab., Aug. 1968. (ORNL-2127).
5. BOSANQUET, C. H. & PEARSON, J. L. The spread of smoke and gases from chimneys: disperse systems in gases. *Trans. Faraday Soc.*, London, 32:1249-64, 1936.
6. \_\_\_\_\_ et alii. Dust deposition from chimney stacks. *Proc. Inst. mech. Eng.*, London, 162:355-67, 1950.
7. BRIGGS, G. A. *Plume rise*. Oak Ridge, USAEC, Division of Technical Information, 1969.
8. CALDER, K. L. Eddy diffusion and evaporation in flow over aerodynamically smooth and rough surfaces: a treatment based on laboratory laws of turbulent flow with special reference to conditions in the lower atmosphere. *Q. JI Mech. appl. Math.*, Oxford, 2:153-76, 1949.
9. CHAMBERLAIN, A. C. *Aspects of travel and deposition of aerosol and vapor clouds*. Harwell, Engl., Atomic Energy Research Establishment, 1953. (AERE-HP/R-1261).
10. \_\_\_\_\_. Transport of particles across boundary layers. UKAEA, report AERE-M-1122, 1962 apud SLADE, D. H., ed. *Meteorology and atomic energy 1968*. Oak Ridge, USAEC Technical Information Center, July 1968. (TID-24190). [Microficha].
11. COTTRELL, W. B. et alii. US experience on the release and transport of fission products within containment systems under simulated reactor accident conditions. In: UNITED NATIONS, New York. *Proceedings of the third international conference on the peaceful uses of atomic energy, held in Geneva, 31 August - 9 September 1964*, v.13: *Nuclear safety*. New York, 1965. p.77-92.
12. CRAMER, H. E. et alii. *The study of the diffusion of gases or aerosols in the lower atmosphere*. Cambridge, MIT, Department of Meteorology, 1958. (AFCRC-TR-58-239).
13. DINUNNO, J. J. et alii. *Calculation of distance factors for power and test reactor sites*. Oak Ridge, USAEC Technical Information Center, Mar. 1962. (TID-14844).
14. DUCAN, D. S. et alii. CLOUD: and IBM program for computing gamma-ray dose rate from a radioactive cloud. NAA-SR-MEMO-4822 apud BINFORD, F. T. et alii. *Estimation of radiation doses following a reactor accident*. Oak Ridge, Oak Ridge National Lab., Feb. 1968. (ORNL-4086). [Microficha].
15. FARMER, F. R. Towards the simplification of reactor safety. *J. Br. nucl. Energy Soc.*, London, 1:295-306, 1962.

16. FRENKIEL, F. N. Turbulent diffusion: mean concentration distribution in a flow field of homogeneous turbulence. *Adv. appl. Mech.*, New York, 3:61-107, 1953.
17. GIFFORD JR, F. A. & PACK, D. H. Surface deposition of airborne material. *Nucl. Saf.*, Oak Ridge, Tenn., 3(4):75-80, 1962.
18. GREGORY, P. H. The dispersion of airborne spores. *Trans. Br. mycol. Soc.*, London, 28(1/2):26-72, 1945.
19. HAMILTON, P. M. The use of "Lidar" in air pollution studies. *Int. J. Air Wat. Pollut.*, London, 10:427-34, 1966.
20. HAWLEY JR, C. A. et alii. *Controlled environmental radioiodine tests at the National Reactor Testing Station*. Idaho Falls, Idaho, Idaho Operations Office and Weather Bureau, 1964. (IDO-12035).
21. HAY, J. S. & PASQUILL, F. Diffusion from a continuous source in relation to the spectrum and scale of turbulence. *Adv. Geophys.*, New York, 6:345-65, 1959.
22. \_\_\_\_\_ & PASQUILL, F. Diffusion from a fixed source at a height of few hundred feet, in the atmosphere. *J. Fluid Mech.*, London, 2(3):299-310, 1957.
23. HOLLAND, J. Z. *A meteorological survey of the Oak Ridge Area: final report covering the period 1948-52*. Oak Ridge, Weather Bureau, 1953. (ORO-99).
24. KELLERMANN, O. & SEIPEL, H. G. Analysis of the improvement in safety obtained by a containment and by other safety devices for water-cooled reactors. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. *Containment and siting of nuclear power plants: proceedings of a symposium . . . in Vienna, 3-7 April 1967*. Vienna, 1967. p.403-20.
25. LEONARD JR, B. P. *A modification of Sutton's diffusion equation for anisotropic diffusion*. Fort Worth, Tex., Convair, 1957. (FZM 819).
26. LUCAS, D. H. et alii. The measurement of plume rise and dispersion at Tilbury Power Station [Paper 1 of the Symposium on chimney rise and dispersion]. *Atmospheric Environment*, Oxford, 1:353-65, 1967.
27. \_\_\_\_\_ et alii. The rise of hot plumes from chimneys. *Int. J. Air Wat. Pollut.*, London, 7(6-7):473-500, 1963.
28. McCULLOUGH, C. R. The safety of nuclear reactors. In: UNITED STATES, New York. *Proceedings of the international conference on the peaceful uses of atomic energy, held in Geneva, 8 August - 20 August 1955, v.13: Legal, administrative, health and safety aspects of large-scale use of nuclear energy*. New York, 1956. p.79-87.
29. MOORE, D. J. & HAMILTON, P. M., comps. Some applications of lasers in atmospheric studies. *Atmospheric Environment*, Oxford, 1:341-4, 1967.
30. MOSES, H. et alii. Effects of meteorological and engineering factors on stack plume rise. *Nucl. Saf.*, Washington, D. C., 6:1, Fall 1964.
31. PARKER, G. W. & CREEK, G. E. *The volatilization of fission products by meeting of reactor fuel plates*. Oak Ridge, Oak Ridge National Lab., Jul. 1957. (CF-57-6-87).
32. PASQUILL, F. *Atmospheric diffusion*. London, Van Nostrand, 1962.

33. \_\_\_\_\_. The estimation of the dispersion of windborne material. *Meteorol. Mag.*, London, 90(1063):33-49, 1961.
34. PRIESTLEY, C. H. B. A working theory of the bent-over plume of hot gas. *Q. Jl. R. met. Soc.*, London, 82(352):165-76, 1956.
35. REACTOR site criteria. In: UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, Washington, D. C. *Rules and regulations*. Washington, D. C., USAEC, Division of Radiation Protection Standards, Apr. 1966. Pt.100 Title 10, p.238.
36. SHIRVAIKAR, V. V. & GANGULY, A. K. Containment and power-reactor siting. In: INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Vienna. *Siting of reactors and nuclear research centre: proceedings of a symposium ... at Bombay, 11-15 March 1963*. Vienna, 1963. p.211-44.
37. SLADE, D. H., ed. *Meteorology and atomic energy-1968*. Oak Ridge, USAEC Technical Information Center, July 1968. (TID-24190). [Microficha].
38. STALLMANN, F. W. & KAM, F. B. K. *ACRA: a computer program for the estimation of radiation doses caused by a hypothetical reactor accident*. Oak Ridge, Oak Ridge National Lab., Apr. 1973. (ORNL-TM-4082). [Microficha].
39. STERN, A. C., ed. *Air pollution, v.1: Air pollution and its effects*. 2.ed. New York, Academic Press, 1968.
40. SUTCLIFFE, O. G. The dispersion of hot gases in the atmosphere. *J. Met.*, Lancaster, Pa., 7(5):307-12, 1950.
41. \_\_\_\_\_. *Cometeorology*. New York, McGraw-Hill, 1953.
42. TAYLOR, G. I. Diffusion by continuous movements. *Proc. Lond.math. Soc.*, 20(2):196-202, 1921.
43. \_\_\_\_\_. The spectrum of turbulence. *Proc. R. Soc.*, London, *Ser.A* , 164:453-65, 1938.
44. THOMAS, F. W. Stacks - How high? *J. Air Pollut. Control Ass.*, Wilmerding, 13(5):198-203, 1954.
45. TRUBEY, D. K. *A survey of empirical functions, used to fit gamma ray buildup factors*. Oak Ridge, Oak Ridge National Lab., Feb. 1966. (ORNL-RSIC-10).
46. UNITED STATES ATOMIC ENERGY COMMISSION, Washington, D. C. *Reactor safety study: an assessment of accidental risks in U. S. commercial nuclear power plants*. Washington, D. C., Aug. 1974. (WASH-1400(Draft)). [Microficha].
47. \_\_\_\_\_. *Theoretical possibilities and consequences of major accidents in large nuclear power plants*. Washington, D. C., Mar. 1957. (WASH-740). [Microficha].
48. WATSON, E. C. & GAMERTSFELDER, C. C. *Environmental radioactive contamination as a factor in nuclear plant siting criteria*. Richland, Wash., Hanford Atomic Products Operations, Feb. 1963. (HW-SA-2809).
49. WEAST, R. C., ed. *Handbook of chemistry and physics*. 53. ed. Cleveland, Ohio, Chemical Rubber, 1972/1973

