



AUTARQUIA ASSOCIADA À UNIVERSIDADE DE SÃO PAULO

**AVALIAÇÃO DAS CONSEQUÊNCIAS RADIOLÓGICAS DE
LIBERAÇÕES ROTINEIRAS EM SÍTIO COM
VÁRIAS INSTALAÇÕES NUCLEARES**

ELENA ALBEIRA GUIRADO LUCINIO

Dissertação apresentada como parte
dos requisitos para obtenção do Grau
de Mestre em Ciências na Área de
Tecnologia Nuclear - Reatores.

Orientador:
Dr. José Messias de Oliveira Neto

**São Paulo
2003**

INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES
Autarquia associada à Universidade de São Paulo

**AVALIAÇÃO DAS CONSEQÜÊNCIAS RADIOLÓGICAS DE LIBERAÇÕES
ROTINEIRAS EM SÍTIO COM VÁRIAS INSTALAÇÕES NUCLEARES**

ELENA ALBEIRA GUIRADO LUCINIO



Dissertação apresentada como parte dos requisitos para obtenção do Grau de Mestre em Ciências na Área de Tecnologia Nuclear – Reatores.

Orientador:
Dr. José Messias de Oliveira Neto

SÃO PAULO
2003

Dedicatória

Dedico ao meu marido e amigo, Amauri, sempre presente a tudo, incentivando-me e apoiando-me; por todas as horas de trabalho sempre com paciência e compreensão durante todo esse tempo de pesquisa; por ter acreditado nos meus sonhos e, ainda mais; por ter me ajudado a transformá-los em realidade.

Dedicatória

Dedico ao meu marido e amigo, Amauri, sempre presente a tudo, incentivando-me e apoiando-me; por todas as horas de trabalho sempre com paciência e compreensão durante todo esse tempo de pesquisa; por ter acreditado nos meus sonhos e, ainda mais; por ter me ajudado a transformá-los em realidade.

Agradecimentos

Ao Dr. José Messias de Oliveira Neto, que aceitou ser meu orientador, sobretudo, pelos seus ensinamentos, apoio e paciência nestes anos de pesquisa.

Ao Nelson Ferreira, funcionário do CTMSP, por sua valiosa ajuda para o desenvolvimento deste trabalho.

À Lucia, secretária do CTMSP, pelo carinho e solicitude.

Ao meu marido Amauri pela ajuda, companheirismo e compreensão pelos momentos ausentes.

Aos meus pais José e Carmen, que se privaram de várias coisas para que eu pudesse chegar até aqui.

À minha irmã Carmen, sempre pronta para ajudar e incentivar.

À grande amiga Luciana, sempre pronta a ajudar, sobretudo, pelo seu apoio e incentivo. Sua amizade sempre foi e será muito valiosa para mim.

À Andreza, sua amizade e alegria me proporcionaram momentos divertidos e inesquecíveis.

Ao Conselho Nacional de Pesquisa e Desenvolvimento Científico e Tecnológico (CNPq), pela concessão de bolsa de mestrado, sem a qual não seria possível seu desenvolvimento.

A todos aqueles que contribuíram direta ou indiretamente para o desenvolvimento deste trabalho.

E a Deus, por sempre me colocar no caminho certo para atingir meus objetivos.

AVALIAÇÃO DAS CONSEQÜÊNCIAS RADIOLÓGICAS DE LIBERAÇÕES ROTINEIRAS EM SÍTIO COM VÁRIAS INSTALAÇÕES NUCLEARES

Elena Albeira Guirado Lucinio

RESUMO

O presente trabalho avalia as conseqüências radiológicas resultantes da operação de um centro nuclear, que abriga instalações envolvendo atividades de enriquecimento isotópico, conversão, reconversão e um reator nuclear. Para isto é utilizada a metodologia desenvolvida pela Comunidade Européia, que se encontra implementada no código de computador PC-CREAM. A metodologia compreende vários modelos interligados os quais descrevem a transferência de radionuclídeos para o meio ambiente, os caminhos pelos quais as pessoas podem ser expostas à radiação e os danos resultantes à saúde. Os modelos utilizados contemplam a liberação de efluentes para a atmosfera e para meios aquáticos, além de calcularem a dose equivalente, devido aos radionuclídeos inalados e/ou ingeridos, para estimar os efeitos na saúde em uma população selecionada.

ASSESSMENT OF RADIOLOGICAL CONSEQUENCES OF ROUTINE RELEASES IN A SITE WITH VARIOUS NUCLEAR FACILITIES

Elena Albeira Guirado Lucinio

ABSTRACT

This work evaluates the radiological consequences of a nuclear site with a complex of fuel enrichment, conversion, reconversion facilities and a nuclear reactor. A methodology recommended by the Commission of the European Communities (CEC) is used and implemented in the PC-CREAM computer code. This code is composed of six linked modules, which describe the transfer of radionuclides to the environment, the pathways on which people may be exposed to radiation, and the radiological consequences. Radiation doses to a selected population are evaluated taking into account atmospheric and aquatic releases.

SUMÁRIO

	Página
1 INTRODUÇÃO	15
1.1 Padrões de Radioproteção	16
1.2 Objetivos do Trabalho	17
1.3 Organização	18
2 AVALIAÇÃO DE IMPACTO AMBIENTAL	19
2.1 Introdução	19
2.2 Mecanismos de Transporte	22
2.2.1 Sedimentação Gravitacional	22
2.2.2 Arraste por Precipitação	22
2.2.3 Impactação	23
2.2.4 Adsorção ou Troca Química	23
2.2.5 Ressuspensão de Particulados	23
2.2.6 Transporte na Cadeia Alimentar	24
2.3 Modelagem através de Compartimentos Ambientais	24
2.4 Avaliação das Doses e Principais Caminhos de Exposição para Liberações Gasosas e Líquidas	30
2.4.1 Vias de Contaminação	30
2.4.1.1 Efluentes gasosos	30
2.4.1.2 Efluentes líquidos	31
2.4.2 Impacto dos Efluentes Gasosos	31
2.4.2.1 Dispersão Atmosférica	34
2.4.2.1.1 Esquemas de difusão	35
2.4.2.1.2 Processos de Remoção da Pluma	35
2.4.2.2 Transferência de Radionuclídeos no Meio Ambiente Terrestre	37
2.4.2.2.1 Ressuspensão de Radionuclídeos vindos do Solo ...	38
2.4.2.2.2 Irradiação Interna Devido à Ingestão de Alimentos Contaminados	38
2.4.2.2.3 Exposição Devido à Deposição de Radionuclídeos no Solo	43
2.4.3 Impacto dos Efluentes Líquidos	44
2.4.3.1 Exposição externa aos sedimentos	47
2.4.3.2 Ingestão de alimentos originários do rio (peixes) ..	47

SUMÁRIO

	Página
2.4.3.3 Ingestão de água potável originária do rio.....	48
2.5 Princípios Gerais para a Avaliação das Doses Individuais e Coletivas	48
2.5.1 Dose para Exposição:.....	49
2.5.2 Dose para Irradiação:.....	49
2.6 Características do PC-CREAM	50
2.6.1 Descrição dos Modelos Matemáticos do PC-CREAM.....	53
3 ESTUDO DE CASO	56
3.1 Localização	56
3.2 Descrição Geral das Instalações	59
3.2.1 Enriquecimento Isotópico.....	59
3.2.2 Conversão.....	60
3.2.3 Reconversão.....	60
3.2.4 Reator.....	61
3.2.5 Sistema Integrado de Tratamento de Efluentes de ARAMAR - SITEA	62
3.3 Termos Fontes Ambientais	66
3.3.1 Cálculo dos Termos Fontes.....	66
3.3.2 Instalações do Ciclo do Combustível.....	66
3.3.2.1 Liberações Gasosas.....	66
3.3.2.1.1 Enriquecimento Isotópico	67
3.3.2.1.2 Conversão	67
3.3.2.1.3 Reconversão	67
3.3.2.2 Liberações Líquidas.....	68
3.3.2.3 Enriquecimento Isotópico.....	69
3.3.2.4 Conversão.....	69
3.3.2.5 Reconversão.....	69
3.3.3 Reator.....	72
3.3.3.1 Liberações Gasosas e Líquidas.....	72
3.4 Dados do Local e Distribuição Demográfica	76
3.5 Produção Agrícola, Animal e Águas Superficiais	79
3.6 Dados Meteorológicos	83
3.7 Outros dados utilizados no PC-CREAM	85

SUMÁRIO

	Página
3.8 Resultados e Discussões	87
3.8.1 Impactos Via Liberações Atmosféricas	88
3.8.1.1 Reator Nuclear.....	88
3.8.1.1.1 Doses Individuais	88
3.8.1.1.2 Doses Coletivas	91
3.8.1.2 Instalações do Ciclo do Combustível.....	93
3.8.1.2.1 Doses Individuais	93
3.8.1.2.2 Doses Coletivas	97
3.8.2 Impactos Via Liberações Aquáticas.....	99
3.8.2.1 Reator Nuclear.....	99
3.8.2.2 Instalações do Ciclo do Combustível.....	102
3.8.3 Grupo Crítico.....	105
4 CONCLUSÕES	107
ANEXO - INTERFACES GRÁFICAS DOS MÓDULOS COMPONENTES DO PC-CREAM	110
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	117
BIBLIOGRAFIA RECOMENDADA	120

LISTA DE TABELAS

Página

2.1	Unidades para os compartimentos de transferência considerados	29
3.1	Atividades específicas e abundâncias isotópicas do urânio	70
3.2	Atividades de urânio liberadas para o meio ambiente, via atmosfera	70
3.3	Atividades de urânio liberadas para o meio ambiente, via rio Ipanema	70
3.4	Termos fontes ambientais - instalações do ciclo do combustível	71
3.5	Termos fontes ambientais dos isótopos de iodo	74
3.6	Termos fontes ambientais dos isótopos dos gases nobres	74
3.7	Termos fontes ambientais dos isótopos dos radionuclídeos que mais contribuem na dose individual e coletiva	75
3.8	Distribuição populacional na área de interesse (raio de 10 km)	78
3.9	Taxa média de consumo de alimentos para indivíduos do público adulto (kg/ano)	82
3.10	Taxa média de consumo de alimentos e água para animais bovinos (kg/ano)	82
3.11	Distribuição da frequência (%/100) e velocidade média ponderada observada para cada classe de estabilidade, em função do setor radial de direção do vento	84
3.12	Dose efetiva anual individual em μSv para descarga atmosférica do reator nuclear	89
3.13	Dose efetiva anual individual em μSv para descarga atmosférica das instalações do ciclo do combustível ..	94
3.14	Dose efetiva anual individual, resultante das liberações atmosféricas de todas as instalações do ciclo do combustível, para o setor NNE 23°, em μSv ...	96

LISTA DE TABELAS

	Página
3.15 Dose efetiva anual coletiva, resultante das liberações atmosféricas de todas as instalações do ciclo do combustível, em μSv	96
3.16 Dose efetiva anual, resultante das liberações aquáticas de todas as instalações do ciclo do combustível, em μSv	104
3.17 Dose efetiva anual nos indivíduos do grupo crítico, setor NNE 23°, em μSv	106

LISTA DE FIGURAS

	Página
2.1 Principais estágios na avaliação das conseqüências radiológicas das liberações de radionuclídeos no meio ambiente	21
2.2 Diagrama representativo dos caminhos de exposição	28
2.3 Caminhos de exposição na liberação atmosférica de radionuclídeos	33
2.4 Processos de transferência de radionuclídeos transportados no meio ambiente terrestre para alimentos	39
2.5 Principais caminhos de exposição para liberações em ambientes aquáticos	46
2.6 Diagrama simplificado do código PC-CREAM	55
3.1 Localização do CEA próxima à região de Sorocaba	58
3.2 Arranjo geral das instalações	64
3.3 Diagrama simplificado do sistema de tratamento de efluentes líquidos e gasosos	65
3.4 Vista geral da região de interesse, com 10 km de raio centrada no CEA	77
3.5 Dose individual para descarga atmosférica do reator nuclear. % de contribuição dos radionuclídeos	90
3.6 Dose individual para descarga atmosférica do reator nuclear. % de contribuição caminhos de exposição	90
3.7 Dose coletiva para descarga atmosférica do reator nuclear. % de contribuição dos radionuclídeos	92
3.8 Dose coletiva para descarga atmosférica do reator nuclear. % de contribuição dos caminhos de exposição .	92
3.9 Dose individual para descarga atmosférica das instalações do ciclo cbvel. % de contribuição dos radionuclídeos	95
3.10 Dose individual para descarga atmosférica das instalações do ciclo cbvel. % de contribuição caminhos de exposição	95

LISTA DE FIGURAS

	Página
3.11 Dose coletiva para descarga atmosférica das instalações do ciclo cbvel. % de contribuição dos radionuclídeos	98
3.12 Dose coletiva para descarga atmosférica das instalações do ciclo cbvel. % de contribuição dos caminhos de exposição	98
3.13 Dose individual para descarga aquática do reator nuclear. % de contribuição dos radionuclídeos	101
3.14 Dose individual para descarga aquática do reator nuclear. % de contribuição dos caminhos de exposição	101
3.15 Dose individual para descarga aquática das instalações do ciclo cbvel. % de contribuição dos radionuclídeos	103
3.16 Dose individual para descarga aquática das instalações do ciclo cbvel. % de contribuição dos caminhos de exposição	103
1 Interfaces gráficas do módulo ASSESSOR - descarga atmosférica	111
2 Interfaces gráficas do módulo ASSESSOR - descarga aquática	112
3 Interfaces gráficas do módulo PLUME	113
4 Interfaces gráficas do módulo FARMLAND	114
5 Interfaces gráficas do módulo RESUS	115
6 Interfaces gráficas do módulo GRANIS	116

1 INTRODUÇÃO

A liberação de materiais radioativos decorrentes de atividades antropogênicas, como utilização de reatores nucleares e instalações do ciclo do combustível, pode eventualmente, elevar os níveis de radioatividade no meio ambiente, devido às descargas dos efluentes gerados por essas instalações e aumentar a dose de radiação dos indivíduos expostos.

A avaliação das conseqüências radiológicas devidas à liberação de material radioativo para o meio ambiente, envolve o cálculo da exposição à radiação em indivíduos do público e em grupos populacionais. Para isso, é necessário que se disponha de ferramentas apropriadas para que se possa avaliar possíveis impactos indesejáveis, estabelecer limites de liberação para essas instalações, de modo que a operação conjunta das mesmas seja considerada segura sem causar impactos indevidos.

Um exemplo de metodologia utilizada para se avaliar impacto ambiental de instalações nucleares, é a desenvolvida pela NRPB (National Radiological Protection Board), juntamente com a Comunidade Européia, implementada no código de computador PC-CREAM (Consequences of Releases to the Environment Assessment Methodology) (MAYALL, A. et alii, 1997). Este código é apropriado para ser utilizado por vários tipos de usuários, pois possibilita que se empregue dados específicos de um determinado local, de maneira a obter resultados para um sítio de interesse.

O código PC-CREAM contém uma série de modelos interligados que descrevem a transferência dos radionuclídeos para o ambiente, os caminhos pelos quais as pessoas são

expostas à radiação e o resultante impacto à saúde humana e ao meio ambiente.

Esses modelos avaliam a distribuição temporal e espacial da contaminação ambiental por radionuclídeos, o que, acoplado com informações sobre distribuição populacional, produção agrícola e hábitos alimentares, permitem estimar impactos no homem e no meio ambiente. Contemplam, também, a liberação de efluentes para a atmosfera e para ambientes aquáticos, e calculam a dose equivalente em cada órgão irradiado, devido aos radionuclídeos inalados e/ou ingeridos, para estimar os efeitos na saúde em uma população selecionada.

As conseqüências estimadas são baseadas nos conceitos e nas grandezas dosimétricas definidos pela ICRP 60 (ICRP, 1990), aplicando limites de dose equivalente apropriados aos membros individuais do público, ponderados sobre a dose equivalente média recebida por este grupo, que deve ser suficientemente pequeno para que seja homogêneo em relação à idade, dieta e aspectos do comportamento que afetam as doses recebidas. Este grupo homogêneo de indivíduos potencialmente sujeito à maior exposição, resultante das fontes de radiação, é chamado de grupo crítico.

1.1 Padrões de Radioproteção

As liberações de radionuclídeos devem ser mantidas dentro de certos limites, de maneira a satisfazer os princípios básicos de radioproteção adotados internacionalmente (ICRP, 1990):

a) Qualquer atividade envolvendo radiação ou exposição deve ser justificada em relação a outras alternativas e produzir um benefício líquido positivo para a sociedade;

b) Todas as exposições devem ser mantidas tão baixas quanto razoavelmente exeqüíveis, levando-se em conta fatores sociais e econômicos;

c) As doses equivalentes para indivíduos não devem exceder os limites recomendados para as circunstâncias apropriadas.

As conseqüências radiológicas das liberações dos radionuclídeos são determinadas usando o sistema de limitação de dose recomendada pela Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP, 1990).

Os limites de liberação de efluentes para instalações nucleares devem ser definidos com base em limites autorizados, normalmente inferiores aos limites primários de dose equivalente para indivíduos do público, sendo aplicável somente em circunstâncias específicas (CNEN-NE-3.01, 1986).

Limites autorizados normalmente são estabelecidos em torno de 30% do limite de dose. Desse modo, adotou-se como limite de dose para indivíduo do grupo crítico o valor de 0,3 mSv/ano. Este valor está de acordo com a norma CNEN-NE-3.01 e será utilizado neste trabalho como referência para avaliação de doses no grupo crítico.

1.2 Objetivos do Trabalho

O tema proposto tem por objetivo estudar as conseqüências radiológicas resultantes da operação de um conjunto de instalações localizadas num mesmo sítio, incluindo reatores nucleares e instalações do ciclo do combustível.

É incluído no trabalho um estudo de caso, aplicando-se a metodologia proposta a um sítio com características conhecidas (distribuição populacional, uso do solo e das águas, etc.) onde estarão presentes um reator nuclear e várias instalações do ciclo do combustível (enriquecimento

isotópico, conversão, reconversão e fabricação do combustível nuclear). Esta aplicação é direcionada para avaliar a liberação de efluentes desse conjunto de instalações nucleares e também para determinar o grupo crítico da região estudada.

1.3 Organização

O presente trabalho é desenvolvido em seis capítulos.

O Capítulo 2 "Avaliação de Impacto Ambiental" apresenta modelos dos movimentos dos radionuclídeos nos ambientes aquático e terrestre, analisando os caminhos percorridos pelos radionuclídeos, a análise das doses para indivíduos do público e as principais características do código PC-CREAM.

O Capítulo 3 "Estudo de Caso" trata do sítio estudado, Centro Experimental Aramar (CEA), sua localização, principais características e importância de suas instalações. A área de estudo selecionada é uma área de 10 km de raio. Esta região envolve os municípios da sub-região de Sorocaba: Iperó, Bacaetava, Araçoiaba da Serra, Boituva, Capela do Alto, Sorocaba e Porto Feliz. Este Capítulo apresenta os termos fontes ambientais e dados do local, tais como distribuição populacional, produção agrícola e dados meteorológicos.

O Capítulo 3 apresenta ainda os resultados obtidos através do código PC-CREAM.

O Capítulo 4 "Conclusões" apresenta as conclusões feitas com a análise dos resultados obtidos e sugestões para futuros trabalhos.

2 AVALIAÇÃO DE IMPACTO AMBIENTAL

2.1 Introdução

Durante a operação normal de uma instalação nuclear, são liberados para o meio ambiente efluentes radioativos podendo resultar em conseqüências radiológicas para indivíduos ou grupos de indivíduos que possam estar expostos a esses efluentes.

Quando um radionuclídeo é introduzido na atmosfera ou na água, ele se dispersa e é diluído, especialmente redistribuído e finalmente acumulado em algum compartimento específico do ambiente. O comportamento dos radionuclídeos no ambiente é governado por uma série de fatores físicos, químicos e biológicos. O fato de praticamente todos os compartimentos do ambiente conterem traços de radionuclídeos naturais e artificiais, estimulou o estudo do comportamento dos radionuclídeos nos ecossistemas importantes para o homem.

O interesse pelo comportamento dos radionuclídeos no meio ambiente é motivado pelos possíveis efeitos biológicos que eles possam causar, além da necessidade de se entender os processos geoquímicos ou ecológicos, por meio da observação do transporte dos radionuclídeos até chegar ao homem.

Os estágios principais envolvidos na avaliação das conseqüências de uma liberação radiológica para o meio ambiente são mostrados na FIG. 2.1.

Existem vários caminhos que o radionuclídeo pode percorrer no meio ambiente até chegar ao homem, entre eles podem ser considerados o transporte através do ar, água, solo e fontes de alimentos. Uma vez assimilados, são determinadas as doses de radiações resultantes e o risco para a saúde.

A caracterização da liberação de radionuclídeos no meio ambiente é conhecida como "termo-fonte". Esta caracterização inclui o conhecimento do radionuclídeo, sua forma físico-química e a quantidade liberada em função do tempo.

Para se entender os efeitos biológicos, deve-se conhecer, ou ser capaz de se prever o movimento e a concentração do material no sistema em estudo e a toxicidade química e radiológica dessas concentrações, para os componentes bióticos desse sistema.

O comportamento de um radionuclídeo num sistema específico, pode ser avaliado por um dos seguintes métodos:

- > a concentração relativa do radionuclídeo pode ser medida nos vários compartimentos do sistema após uma contaminação radioativa;
- > o radionuclídeo pode ser intencionalmente introduzido, de forma controlada, no ecossistema e o seu movimento estudado ao longo do tempo;
- > o sistema pode ser modelado teoricamente de forma a prever as concentrações dos radionuclídeos no meio ambiente.

O presente trabalho modela teoricamente concentrações dos radionuclídeos resultantes de liberações atmosféricas e aquáticas.

É apresentado a seguir uma descrição dos mecanismos de transporte dos radionuclídeos dispersos na atmosfera ou na água. Esses modelos de impacto são incorporados pelo código PC-CREAM.

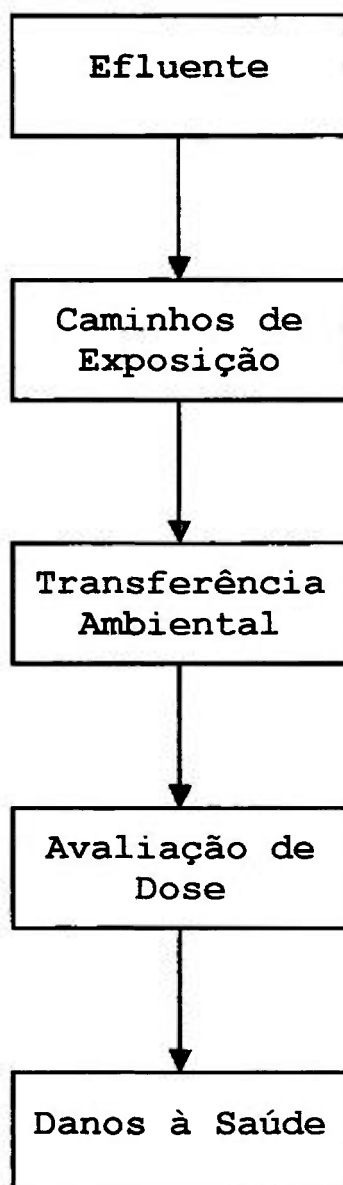


FIGURA 2.1 - Principais estágios na avaliação das conseqüências radiológicas das liberações de radionuclídeos no meio ambiente (SIMMONDS, J. R.; LAWSON, G.; MAYALL, A., 1995).

2.2 Mecanismos de Transporte

Os radionuclídeos dispersos na atmosfera ou diluídos na água estão sujeitos ao fenômeno da deposição. Este fenômeno está relacionado a uma série de outros processos, listados a seguir.

2.2.1 Sedimentação Gravitacional

A sedimentação gravitacional de uma partícula em suspensão torna-se relevante para partículas com diâmetro superior a 20 μ m.

2.2.2 Arraste por Precipitação

O arraste por precipitação ocorre quando os particulados são lavados da atmosfera por cristais de gelo ou gotículas de água.

Este é um importante processo de deposição pois remove radioatividade da atmosfera e pode ocorrer na forma de "rainout" e "washout" (IAEA, 1988). No "rainout" as partículas menores atuam como um núcleo de condensação, em cuja superfície o vapor de água se condensa formando cristais de gelo que crescem até que a ação da gravidade possa agir sobre elas. No processo de "washout", partículas, geralmente maiores do que 1 μ m, são carregadas por cristais de gelo ou gotas de água. Ao precipitar as gotas colidem com partículas de aerossóis que aderem à superfície e são carregadas para o solo.

2.2.3 Impactação

A impactação é o processo pelo qual as partículas em suspensão no ar ou na água colidem com um objeto sólido, enquanto que a corrente de ar ou água é desviada pelo objeto.

2.2.4 Adsorção ou Troca Química

A adsorção ou troca química é um processo bem mais complexo, pois depende das propriedades físico-químicas do radionuclídeo, bem como da superfície onde a troca ou adsorção ocorre.

Quando o ar ou a água contendo radionuclídeos entra em contato com material sólido como rocha, sedimento em suspensão, vegetação ou plankton, as partículas apresentam uma alta probabilidade de serem adsorvidas pela superfície desses materiais.

Geralmente, os materiais sólidos acumulam a maioria dos radionuclídeos, de forma que a sua concentração é consideravelmente maior do que no meio aquático ou gasoso circundante. A adsorção é proporcional à área superficial por unidade de massa ou volume.

2.2.5 Ressuspensão de Particulados

A ressuspensão de partículas do solo, sedimento ou material orgânico é um outro processo de transporte que pode ocorrer em várias situações. Radionuclídeos que se encontram em compartimentos abióticos do ecossistema, podem concentrar-se nas plantas, base da cadeia alimentar, por assimilação no solo, deposição no ar ou adsorção na água no caso de plantas aquáticas.

2.2.6 Transporte na Cadeia Alimentar

O transporte do material radioativo na cadeia alimentar ocorre por ingestão de plantas pelos herbívoros ou pela inalação de aerossóis.

Os radionuclídeos presentes nos tecidos dos herbívoros, podem ser ingeridos pelos carnívoros através da predação.

A inalação pode se tornar mais importante do que a ingestão nos casos de radionuclídeos insolúveis em ambientes áridos e poeirentos.

Cada etapa da cadeia alimentar fornece uma forma de seleção, uma vez que cada radionuclídeo se concentra fisiologicamente num determinado tecido, dependendo de suas propriedades físico-químicas.

A morte de plantas e animais, além de suas secreções e excretas, transportam os radionuclídeos para os reservatórios de detritos orgânicos. Os detritos funcionam como um reservatório significativo de material radioativo, que pode reciclar através de compartimentos bióticos por meio da cadeia alimentar dos detritos. A mineralização dos detritos, realizada por microorganismos, libera os radionuclídeos no solo ou sedimento, tornando-os novamente disponíveis por meio da cadeia alimentar ou da inalação do material ressuspensão no ar.

2.3 Modelagem através de Compartimentos Ambientais

Os radionuclídeos liberados no meio ambiente percorrem diversos caminhos, por meio de vias preferenciais de transferência, até chegarem ao homem. Este movimento pode ser descrito matematicamente pelo modelo de compartimento que relaciona a quantidade do radionuclídeo liberada e a dose equivalente recebida pelos indivíduos por meio da utilização

de parâmetros de transferência ambiental. Essas vias de transferência são utilizadas para calcular as doses de radiação.

Os caminhos de exposição que mais contribuem para a maior dose de radiação no homem são conhecidas como caminhos críticos e são características para cada instalação nuclear e meio ambiente receptor.

Os compartimentos ambientais podem ser definidos como entidades estruturais do ecossistema, homogêneas, que recebem, perdem e mantêm inventários de substâncias químicas.

Os caminhos de exposição podem ser considerados como um sistema de compartimentos, com "parâmetros de transferência" caracterizando a quantidade transferida entre eles, como mostra a FIG. 2.2, e podem ser divididos em dois grupos, um para as liberações gasosas e outro para as líquidas.

Os compartimentos são numerados e os parâmetros de transferência individuais, P_{ij} , descrevem a transferência do compartimento i (doador) para o compartimento j (receptor) (CSA, 1987).

Os parâmetros de transferência podem ser constantes ou dependentes do tempo, assim como podem ser obtidos por modelos teóricos ou empiricamente, preferencialmente no local específico de estudo.

Os compartimentos ambientais que recebem material radioativo e não o liberam para outros compartimentos, são denominados sorvedouros (sink). Esses compartimentos são freqüentemente constituídos de extratos profundos de solo ou sedimento com praticamente nenhum contato com processos biológicos e são protegidos da erosão do vento e da água.

A quantidade de material num compartimento j da cadeia pode ser representada por (CSA, 1987):

$$X_j = \sum P_{ij} \cdot X_i \quad (2.1)$$

Onde X_i e X_j são as quantidades presentes nos compartimentos i e j , respectivamente.

A somatória em i é realizada sobre todos os compartimentos de entrada no compartimento j .

Se todos os P_{ij} 's forem conhecidos, a quantidade em qualquer compartimento para uma dada liberação X_0 pode ser calculada.

Os compartimentos considerados na estimativa das doses, segundo a CSA (1987), é apresentado na TAB. 2.1.

As liberações atmosféricas podem ser avaliadas utilizando-se os seguintes parâmetros:

$$X_1 = P_{01} \cdot X_0(a) \quad (2.2)$$

$$X_3 = P_{13} \cdot X_1 = P_{01} \cdot P_{13} \cdot X_0(a) \quad (2.3)$$

$$\begin{aligned} X_4 &= P_{14} \cdot X_1 + P_{34} \cdot X_3 \\ &= P_{01} \cdot P_{14} \cdot X_0(a) + P_{13} \cdot P_{34} \cdot X_1 \\ &= P_{01} \cdot [P_{14} + P_{13} \cdot P_{34}] \cdot X_0(a) \end{aligned} \quad (2.4)$$

Onde $X_0(a)$ é a taxa de liberação na atmosfera.

Exemplos de aplicações:

a) Cálculo da dose equivalente proveniente de liberações gasosas devido à exposição direta pela imersão na pluma radioativa, em Sv/ano:

$$D_1 = X_{0(a)} \cdot P_{01} \cdot P_{(e)19} \quad (2.5)$$

Onde P_{01} é o compartimento Fonte → Atmosfera e $P_{(e)19}$ é o compartimento Atmosfera → Dose (imersão), respectivamente.

b) Cálculo da dose equivalente proveniente de liberações gasosas devido à ingestão de produtos animais contaminados (carne e leite), em Sv/ano:

$$D_5 = X_{0(a)} \cdot P_{01} \cdot \{ [P_{13} \cdot P_{34} + P_{14}] \cdot P_{45} + P_{15} \} \cdot P_{59} \quad (2.6)$$

Onde:

- P_{13} : compartimento Atmosfera → Solo com Vegetação;
 P_{34} : compartimento Solo com Vegetação → Forragens +
 Culturas;
 P_{14} : compartimento Atmosfera → Forragens + Culturas;
 P_{15} : compartimento Atmosfera → Produtos Animais e
 P_{59} : compartimento Produtos Animais → Dose.

O movimento e a concentração dos radionuclídeos nos vários compartimentos do ecossistema são governados por uma série de fatores que dependem, em grande parte, das propriedades físicas e químicas do próprio nuclídeo.

Os radionuclídeos que se encontram na forma solúvel e são quimicamente análogos a elementos nutrientes essenciais, tendem a seguir os mesmos caminhos nos vários compartimentos do ecossistema.

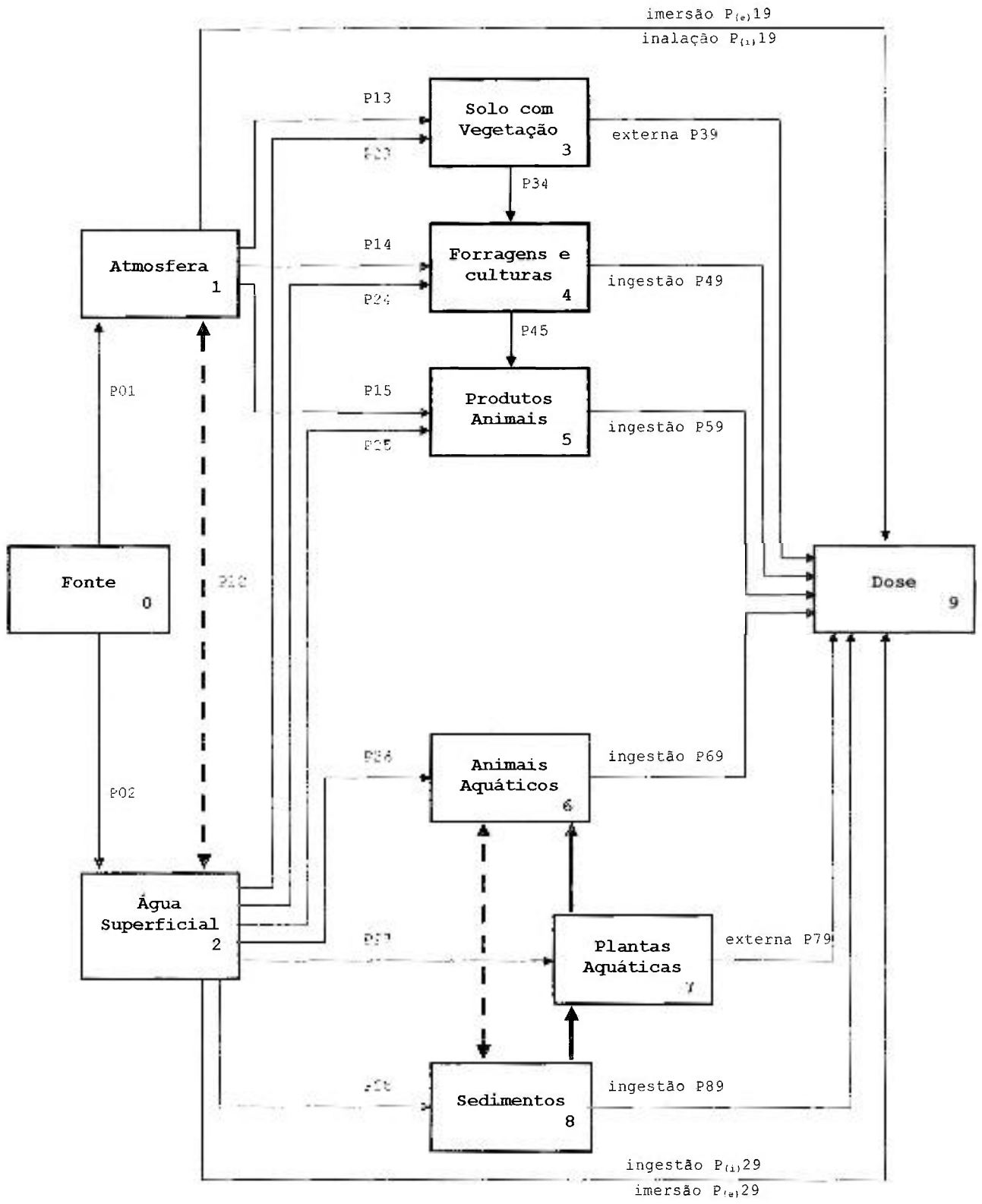


FIGURA 2.2 - Diagrama representativo dos Caminhos de Exposição (CSA, 1987).

TABELA 2.1 - Unidades para os Compartimentos de Transferência Considerados (CSA, 1987).

COMPARTIMENTO	UNIDADES
0 (Fonte)	$\text{Bq} \cdot \text{s}^{-1}$
1 (Atmosfera)	$\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}$
2 (Água Superficial)	$\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}$
3 (Solo com Vegetação)	$\text{Bq} \cdot \text{m}^{-2}$
4 (Forragens e Culturas)	$\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$
5 (Produtos Animais)	$\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$
6 (Animais Aquáticos)	$\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$
7 (Plantas Aquáticas)	$\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$
8 (Sedimentos)	$\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$
9 (Taxa de Dose)	$\text{Sv} \cdot \text{a}^{-1}$

2.4 Avaliação das Doses e Principais Caminhos de Exposição para Liberações Gasosas e Líquidas

A maior parte das descargas radioativas ocorre na forma de material dissolvido ou em suspensão nos efluentes líquidos, ou gases e particulados em efluentes gasosos. O material que entra no meio ambiente aquático ou atmosférico é imediatamente sujeito a um processo de turbulência e difusão que causa a sua dispersão.

O efeito geral da dispersão é a redução da concentração dos radionuclídeos na atmosfera ou na água com a distância ao ponto de descarga. A extensão e a rapidez com que o material é disperso, varia com o grau de turbulência do meio atmosférico ou aquático.

A seguir apresenta-se um resumo de modelos utilizados para descrever as vias de contaminação e avaliação de doses.

Alguns destes modelos estão descritos no manual do PC-CREAM (MAYALL, A. et alii, 1997) e no documento elaborado pela Comunidade Européia (SIMMONDS, J. R.; LAWSON, G.; MAYALL, A., 1995), complementados com outros modelos extraídos da IAEA (1982 e 2001).

2.4.1 Vias de Contaminação

2.4.1.1 Efluentes gasosos

A liberação de radionuclídeos na atmosfera pode atingir os indivíduos através de quatro caminhos principais:

- Inalação de radionuclídeos devido sua dispersão na pluma;
- Ingestão de alimentos (leite, vegetais, carne, etc.) contaminados devido à dispersão e deposição de radionuclídeos na vegetação, contaminação de vegetais via

absorção radicular de radionuclídeos depositados no solo e a conseqüente incorporação por animais;

- Deposição de radionuclídeos no solo após sua dispersão na pluma, levando o indivíduo a sofrer irradiação externa; e

- Imersão na pluma após os radionuclídeos serem ressuspensos devido à ação do vento.

2.4.1.2 Efluentes líquidos

A liberação de radionuclídeos no meio ambiente aquático pode levar os indivíduos aos seguintes caminhos de exposição à radiação:

- Imersão em água contaminada causada pela diluição dos radionuclídeos no rio;

- Ingestão de alimentos (leite, vegetais, carne, etc.) contaminados pela diluição dos radionuclídeos no rio, com a utilização da água contaminada para irrigação, contaminando assim os vegetais e água consumidos pelo gado;

- Ingestão de peixes contaminados; e

- Exposição aos sedimentos contaminados, presentes nas margens do rio.

2.4.2 Impacto dos Efluentes Gasosos

A liberação de radionuclídeos para a atmosfera pode expor o homem à radiação pela exposição à fótons e elétrons emitidos como resultado de processos de decaimento radioativo, e pela irradiação interna devido à inalação de radionuclídeos e consumo de alimentos contaminados.

Na FIG. 2.3 são apresentados os caminhos de exposição considerados no código PC-CREAM para a liberação de radionuclídeos na atmosfera.

Os radionuclídeos presentes na pluma podem ser removidos da mesma por processo de deposição úmida e seca, e de decaimento radioativo (vide item 2.2) . A deposição úmida e seca de radionuclídeos resulta na sua incorporação pelo meio ambiente terrestre, onde podem continuar a expor o homem à radiação.

Os radionuclídeos depositados no solo podem ser inalados pelo homem como resultado de sua ressuspensão, a qual pode ser causada pela ação do vento ou do homem.

A deposição de radionuclídeos na vegetação e o solo também pode levar à transferência dos mesmos para diversos alimentos, cujo consumo pelo homem resultará em irradiação interna.

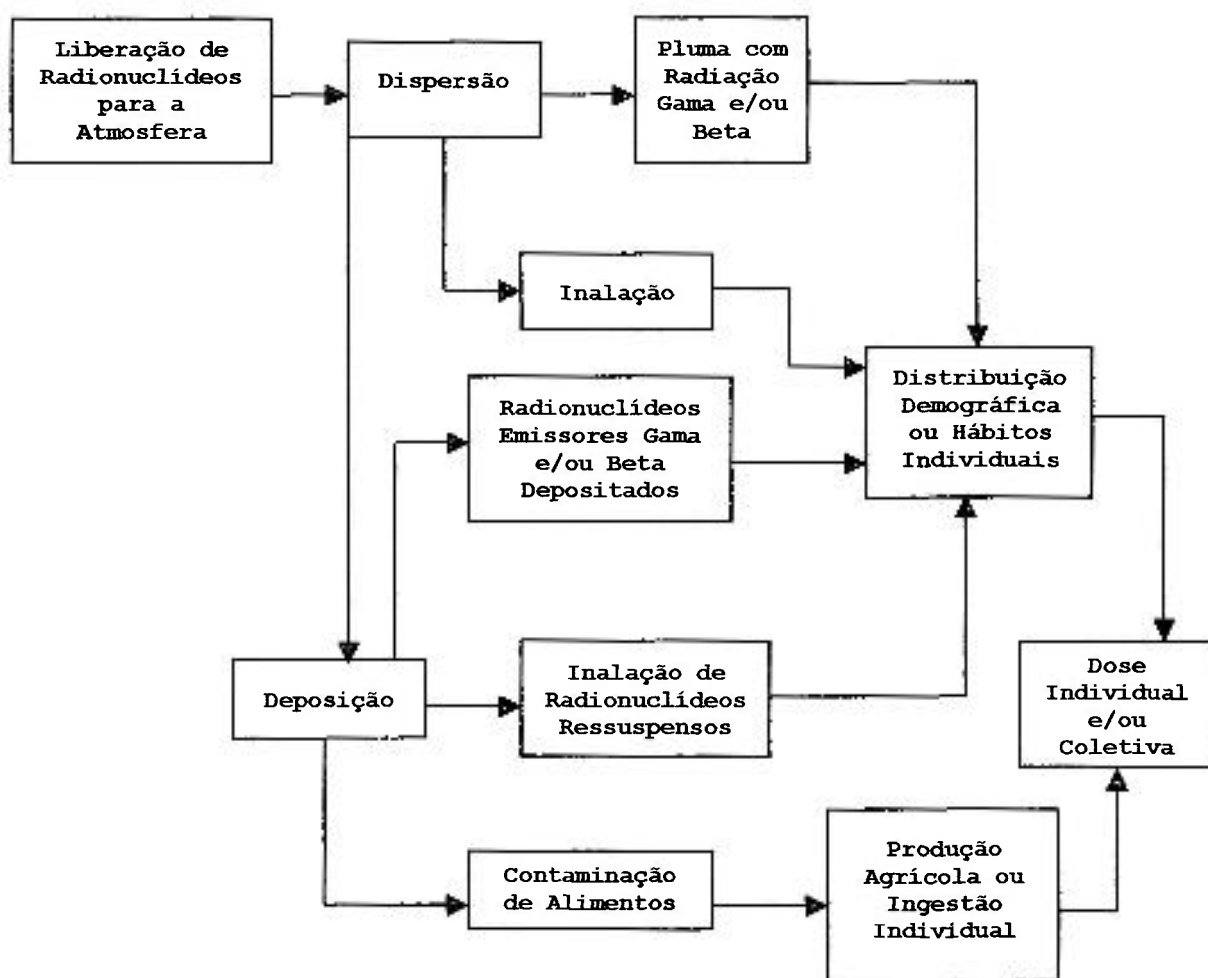


FIGURA 2.3 - Caminhos de Exposição na liberação atmosférica de radionuclídeos (SIMMONDS, J. R.; LAWSON, G.; MAYALL, A., 1995).

2.4.2.1 Dispersão Atmosférica

Para analisar a dispersão atmosférica, o código PC-CREAM utiliza o modelo da Pluma Gaussiana, usado habitualmente para prever difusão atmosférica de partículas e gases. O modelo é válido para liberações contínuas resultantes da operação normal das instalações.

O PC-CREAM assume as seguintes hipóteses principais:

- condições estáveis de fluxo de ar e turbulências;
- ventos uniformes dentro da região estudada;
- fluxo de ar não é afetado pela topografia do terreno;
- terreno homogêneo; e
- trajetória retilínea para o transporte dos radionuclídeos.

Nos cálculos da dispersão atmosférica são considerados os seguintes fatores:

- influência da altura da camada de mistura;
- processos de remoção úmida e seca;
- decaimento radioativo;
- rugosidade do solo;
- elevação da pluma; e
- efeito de "building-wake".

Segundo esse modelo, a concentração $X(x, y, z)$ é obtida pela seguinte expressão (SIMMONDS, J. R.; LAWSON, G.; MAYALL, A., 1995):

$$X(x, y, z) = \frac{Q_e}{2\pi \mu \sigma_y \sigma_z} \exp\left[-\frac{y^2}{2\sigma_y^2} + \frac{(z-h_0)^2}{2\sigma_z^2}\right] \quad (2.7)$$

Onde:

$X(x, y, z)$: concentração no ar, no ponto com coordenadas x, y, z ($\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}$);

Q_0 : Atividade liberada ($\text{Bq}\cdot\text{s}^{-1}$);

u : Velocidade média do vento ($\text{m}\cdot\text{s}^{-1}$);

σ_y, σ_z : parâmetros de difusão: desvio padrão da distribuição da concentração na direção horizontal e vertical, respectivamente (m); e

h_e : altura efetiva de liberação (m).

A expressão acima é aplicável para liberações contínuas de longa duração.

2.4.2.1.1 Esquemas de difusão

O código PC-CREAM tem disponível para opção do usuário três esquemas de dispersão para o cálculo dos parâmetros de difusão (Pasquill, Hosquer/Smith e Doury) (MAYALL, A. et alii, 1997). Neste trabalho foi utilizado o esquema Pasquill, que define seis categorias de estabilidades (A-F).

As concentrações de atividade no ar e as taxas de deposição, em função da distância, são estimadas em função do número de setores de direção do vento (determinado pelo usuário), da frequência da direção do vento no setor de interesse e das classes de estabilidade atmosférica consideradas.

2.4.2.1.2 Processos de Remoção da Pluma

Os radionuclídeos são removidos da pluma, à medida que são transportados na atmosfera. As correções para depleção da atividade da pluma como deposição seca e úmida geralmente não são necessárias para distâncias até poucos quilômetros (IAEA, 1982).

a) Decaimento Radioativo:

O decaimento radioativo reduz as concentrações de nuclídeos dispersos pelo vento; a nova concentração é obtida multiplicando o termo Q_0 da equação 2.7, pelo fator f_i dado por:

$$f_i = \exp\left(-\lambda_i \frac{x}{u}\right) \quad (2.8)$$

Onde:

λ_i = constante de decaimento radioativo do nuclídeo i.

b) Deposição úmida:

Analogamente ao decaimento radioativo, define-se o Fator de Lavagem F_w , expresso por:

$$F_w = \exp\left(-\lambda_w \frac{x}{u}\right) \quad (2.9)$$

O parâmetro λ_w (coeficiente de lavagem) é proporcional à precipitação pluviométrica (I), e é dado por:

$$\lambda_w = \alpha \cdot I \quad (2.10)$$

Onde:

α = constante que depende das características do material ao qual o radionuclídeo está associado (h/mm.s);

I = taxa de precipitação pluviométrica (mm/h).

Os valores de α utilizados são apresentados no Cap. 3, item 3.7.

c) Deposição seca:

A taxa em que o material disperso na pluma é depositado dependerá de sua natureza e do tipo da superfície, e pode ser estimado usando o conceito de velocidade de deposição, v_g (IAEA, 1982).

Demonstra-se que a razão entre a concentração no ar considerando-se o processo de deposição seca (X_d), e a concentração no ar sem considerar a deposição (X), a uma distância x do ponto de emissão, é dado por:

$$F_d = \frac{X_d}{X} = \exp \left\{ - \sqrt{\frac{2}{\pi}} \frac{v_g}{u} \int_0^x \exp \left(- \frac{H^2}{2\sigma_z^2} \right) \frac{dx}{\sigma_z} \right\} \quad (2.11)$$

A velocidade de deposição v_g pode ser definida por:

$$v_g = \frac{W}{X} \quad (2.12)$$

Onde W é a quantidade de material depositado na superfície por unidade de tempo.

Os valores de v_g utilizados estão no Cap. 3, item 3.7.

2.4.2.2 Transferência de Radionuclídeos no Meio Ambiente Terrestre

O material radioativo que se deposita sobre o solo pode atingir o homem através de três caminhos: inalação devido a ressuspensão de radionuclídeos; exposição externa e ingestão de alimentos contaminados.

2.4.2.2.1 Ressuspensão de Radionuclídeos vindos do Solo

Uma vez que o material radioativo é depositado na superfície do solo, partículas podem sofrer o processo de ressuspensão devido a perturbações físicas causadas pelo vento ou atividades humanas.

Este fenômeno é tratado definindo-se o fator de ressuspensão K , que é dado por (SIMMONDS, J. R.; LAWSON, G.; MAYALL, A., 1995):

$$K(m^{-1}) = \frac{\text{Conc. no ar devido a ressuspensão (Bq/m}^3\text{)}}{\text{Deposição superfície (Bq/m}^2\text{)}} \quad (2.13)$$

2.4.2.2.2 Irradiação Interna Devido à Ingestão de Alimentos Contaminados

Um dos principais caminhos de exposição resultantes da deposição de radionuclídeos no solo é a irradiação devido à ingestão de alimentos contaminados.

A transferência de radionuclídeos transportados no meio ambiente terrestre para alimentos é complexa, envolvendo inúmeros processos e sendo muito dependente das características dos radionuclídeos em ambientes específicos.

Os processos de transferência mais importantes são apresentados na FIG. 2.4.

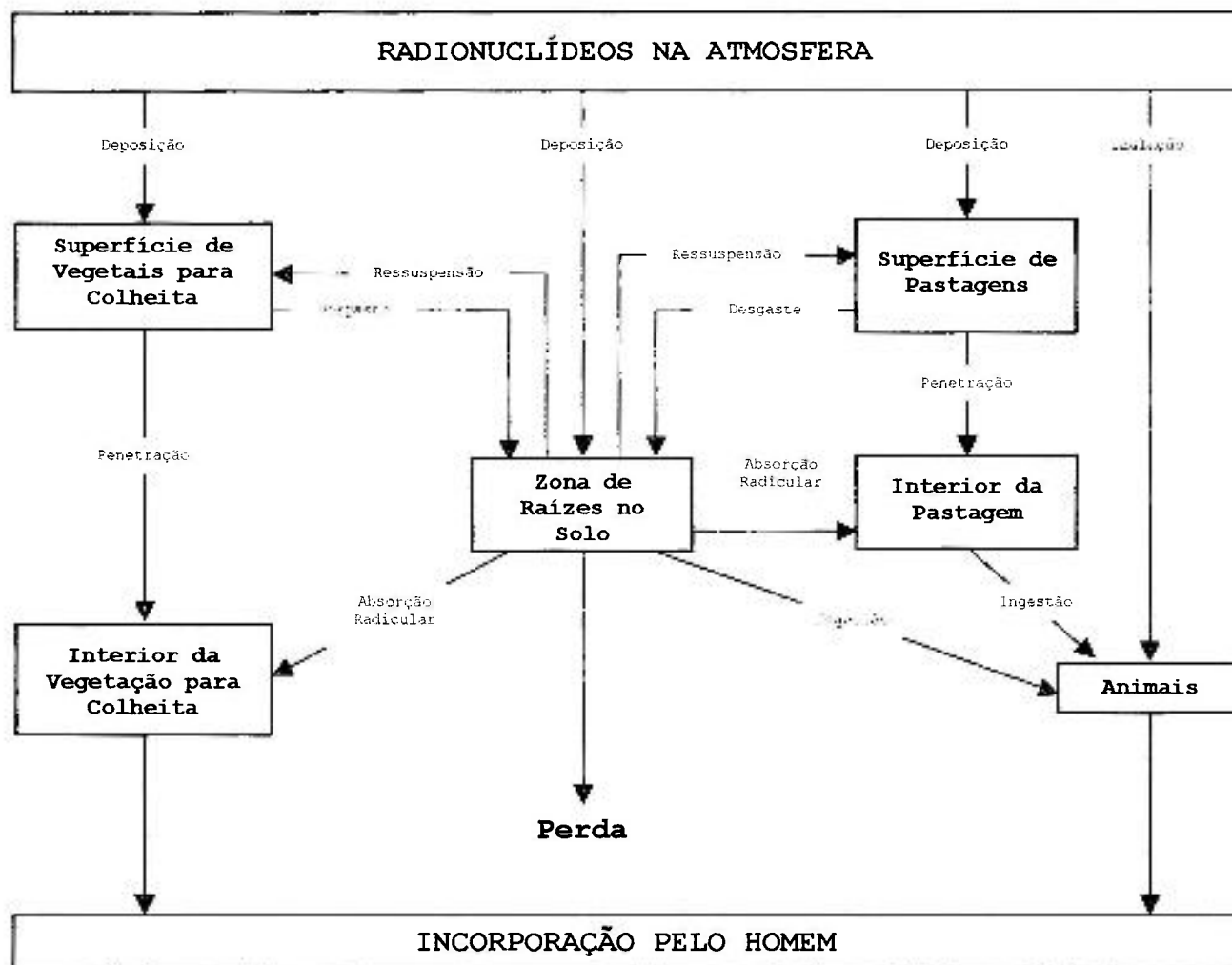


FIGURA 2.4 - Processos de transferência de radionuclídeos transportados no meio ambiente terrestre para alimentos (SIMMONDS, J. R.; LAWSON, G.; MAYALL, A., 1995).

Os principais processos de transferência de radionuclídeos através das cadeias alimentares para o homem são a migração no solo e vegetação, e a transferência para animais.

Para se calcular a concentração de radionuclídeos nos alimentos contaminados, IAEA (2001) sugere as seguintes equações:

a) Concentração de radionuclídeos na vegetação:

A concentração total de radionuclídeos na vegetação ($C_{v,i}$) é composta basicamente por dois termos (contaminação direta e indireta) sendo dada por:

$$C_{v,i} = (C_{v,i,1} + C_{v,i,2}) \exp(-\lambda_i t_h) \quad (\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}) \quad (2.14)$$

Onde:

λ_i : constante de decaimento radioativo (d^{-1}); e

t_h : tempo de espera, correspondente ao intervalo de tempo entre a colheita e o consumo do alimento (d).

A contaminação direta ($C_{v,i,1}$) é dada pela expressão:

$$C_{v,i,1} = \frac{d_i \varphi [1 - \exp(-\lambda_{E_i}^r t_c)]}{\lambda_{E_i}^r} \quad (\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}) \quad (2.15)$$

Onde:

d_i : taxa de deposição seca ou úmida do radionuclídeo i no solo ($\text{Bq} \cdot \text{m}^{-2} \cdot \text{d}^{-1}$);

φ : fração de interceptação (adimensional);

$\lambda_{E_i}^r$: constante de remoção efetiva, para redução da atividade na vegetação (d^{-1});

λ_v : constante de remoção do material depositado na superfície da vegetação, considerando processos que não seja o de decaimento radioativo (d^{-1}); e

t_e : período de tempo no qual a vegetação está exposta à contaminação (d^{-1}).

A contaminação por processos indiretos é dada por:

$$C_{v,i,2} = F_v \cdot C_{s,i} \quad (\text{Bq. kg}^{-1}) \quad (2.16)$$

Onde:

F_v : fator de concentração solo-porção comestível da vegetação (Bq. kg^{-1} de vegetal / Bq. kg^{-1} de solo seco); e

$C_{s,i}$: concentração do radionuclídeo i no solo seco (Bq. kg^{-1}), e é definido por:

$$C_{s,i} = \frac{d_i [1 - \exp(-\lambda_{E_i} t_b)]}{\rho \lambda_{E_i}} \quad (2.17)$$

Onde λ_{E_i} é a constante de remoção efetiva, para redução da atividade na zona ativa do solo (d^{-1}) e é dado por:

$$\lambda_{E_i} = \lambda_i + \lambda_s \quad (2.18)$$

Onde:

λ_s : constante de remoção do material depositado na zona ativa do solo, considerando processos que não seja o de decaimento radioativo (d^{-1});

t_b : duração da descarga de material radioativo (d); e

ρ : densidade superficial efetiva da zona ativa do solo ($\text{kg de solo seco. m}^{-2}$).

b) Concentração de radionuclídeos no alimento animal:

A concentração de radionuclídeos no alimento animal ($C_{a,i}$) é definida por:

$$C_a = f_p C_{v,i} + (1 - f_p) C_{p,i} \quad (\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}) \quad (2.19)$$

Onde:

$C_{v,i}$: concentração de alimento fresco (pasto), considerando $t_h = 0$ ($\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$ de matéria seca);

$C_{p,i}$: concentração no alimento estocado, considerando $t_h = 90$ dias ($\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$ de matéria seca); e

f_p : fração do ano que o animal consome alimento fresco (no pasto).

c) Concentração no leite:

A concentração de radionuclídeos no leite ($C_{m,i}$) é definida por:

$$C_{m,i} = F_m (C_{a,i} \cdot Q_m + C_{w,i} \cdot Q_w) \exp(-\lambda_i t_m) \quad (\text{Bq} \cdot \text{litro}^{-1}) \quad (2.20)$$

Onde:

$C_{a,i}$: concentração no alimento animal ($\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$ de matéria seca);

F_m : fração da ingestão diária de radionuclídeo que é transferida a cada litro de leite, no equilíbrio ($\text{d} \cdot \text{litro}^{-1}$);

$C_{w,i}$: concentração de radionuclídeo na água ($\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}$);

Q_m : consumo diário de alimento seco ($\text{kg} \cdot \text{d}^{-1}$) pelo animal;

Q_w : consumo diário de água ($\text{m}^3 \cdot \text{d}^{-1}$) pelo animal; e

t_m : tempo médio decorrido entre alimentação-leite-consumo (d).

d) Concentração na carne:

A concentração de radionuclídeos na carne ($C_{f,i}$) é definida por:

$$C_{f,i} = F_m (C_{a,i} \cdot Q_F + C_{w,i} \cdot Q_w) \exp(-\lambda_i t_f) \quad (\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}) \quad (2.21)$$

Onde:

F_m : fração da ingestão diária de radionuclídeo que é transferida a cada quilo de carne , no equilíbrio ou no momento do corte ($\text{d} \cdot \text{kg}^{-1}$);

$C_{a,i}$: concentração no alimento animal ($\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$ de matéria seca);

$C_{w,i}$: concentração na água ($\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}$);

Q_F : consumo diário de alimento seco ($\text{kg} \cdot \text{d}^{-1}$);

Q_w : consumo diário de água pelo animal ($\text{m}^3 \cdot \text{d}^{-1}$);

t_f : tempo médio decorrido entre alimentação-corte-consumo (d).

2.4.2.2.3 Exposição Devido à Deposição de Radionuclídeos no Solo

Na liberação de radionuclídeos para a atmosfera, um tipo de consequência que pode persistir por vários anos é a exposição à radiação devido à deposição de radionuclídeos no solo. Este tipo de exposição depende do espectro de emissão gama dos radionuclídeos, da migração de radionuclídeos no solo e das taxas de decaimento radioativo.

A exposição devido aos radionuclídeos emissores de fótons considera a contaminação do solo até a profundidade de 30 cm, enquanto que para os emissores de elétrons é considerada a deposição sobre a superfície do solo.

2.4.3 Impacto dos Efluentes Líquidos

Os efluentes líquidos podem ser liberados em ambientes de água doce, estuários ou ambientes marinhos.

Na dispersão de radionuclídeos liberados para um rio, e sua subsequente transferência ao homem, devem ser considerados vários processos:

a) processos que afetam a contaminação da água e de sedimentos: difusão transversal na água do rio, sorção de radionuclídeos na matéria em suspensão e sorção de radionuclídeos nas margens do rio e nos sedimentos;

b) processos que levam à contaminação de gêneros alimentícios, ou seja, a transferência da água ou do sedimento para o peixe, para a água potável ou através da irrigação de alimentos terrestres.

Todos os modelos de avaliação do impacto radiológico da liberação de radionuclídeos para rios devem considerar o processo de decaimento radioativo.

Para períodos curtos, logo após a introdução de radionuclídeos no rio, os processos de advecção e de dispersão serão predominantes. Para períodos longos, os processos biológicos e químicos tornam-se os mais importantes.

Neste trabalho estudou-se a concentração de radionuclídeos na água de rios, $C_{w,i}$, que pode ser expressa por (IAEA, 2001):

$$C_{w,i} = \frac{\dot{Q}_i}{F} M_p \exp(-\lambda_i t_p) \quad (\text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}) \quad (2.22)$$

Onde:

Q_i : taxa de descarga do radionuclídeo i no rio
(Bq.ano^{-1});

F : vazão média do efluente ($\text{m}^3.\text{ano}^{-1}$);

t_p : tempo médio de trânsito até o ponto de interesse
(s); e

M_p : inverso do fator de diluição para mistura total,
que é dado por:

$$M_p = \frac{F}{R} \quad (2.23)$$

Onde R é a vazão do rio ($\text{m}^3.\text{ano}^{-1}$).

Os radionuclídeos liberados em rios sofrem dispersão devido ao movimento da água e aos processos de sedimentação.

Os principais caminhos de exposição para liberações em ambientes aquáticos são mostrados na FIG. 2.5.

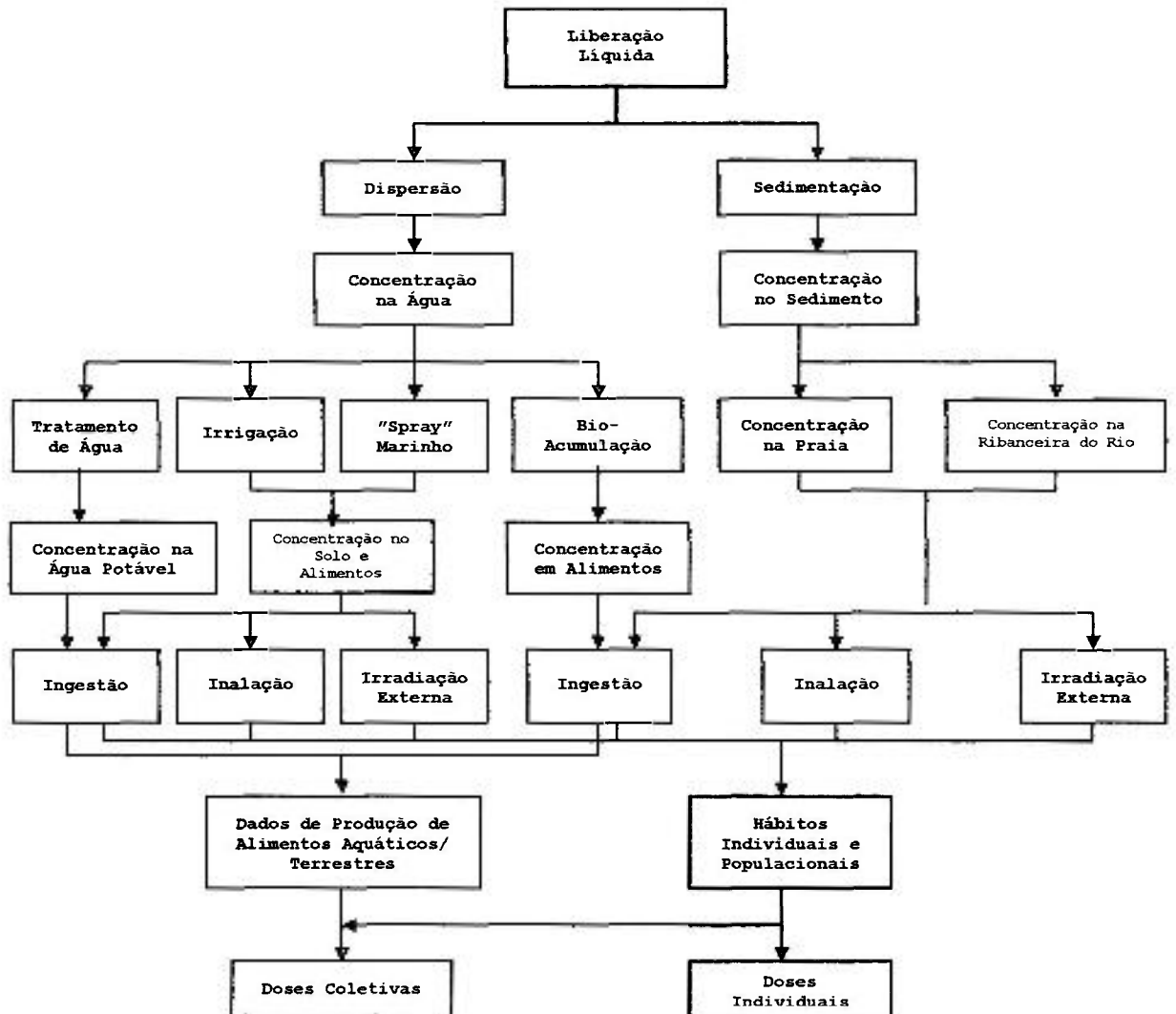


FIGURA 2.5 - Principais caminhos de exposição para liberações em ambientes aquáticos (SIMMONDS, J. R.; LAWSON, G.; MAYALL, A., 1995).

2.4.3.1 Exposição externa aos sedimentos

A exposição externa aos sedimentos pode ocorrer pela imersão na água do rio (banho ou pesca), ou da permanência na margem do rio (banho de sol) ou em barcos.

O fator (F) pelo qual a concentração na água de determinado radionuclídeo é reduzida, devido à perda para o sedimento é dado por (IAEA, 1982):

$$F = \frac{1}{1 + K_d S} \quad (2.24)$$

Onde:

S: concentração de sedimento em suspensão na água ($\text{g} \cdot \text{cm}^{-3}$); e

K_d : coeficiente de distribuição ($\text{cm}^3 \cdot \text{g}^{-1}$), definido por:

$$K_d = \frac{C_s \text{ (concentração de radionuclídeo no sedimento)}}{C_w \text{ (concentração de radionuclídeo na água)}} \quad (2.25)$$

2.4.3.2 Ingestão de alimentos originários do rio (peixes)

A transferência de atividade para peixes é calculada utilizando um fator de concentração (B_p). Este fator relaciona a concentração de atividade na porção comestível do peixe com a concentração na água na qual o peixe é criado.

A concentração de radionuclídeos em "alimentos aquáticos", $C_{af,i}$, é dada por (IAEA, 2001):

$$C_{af,i} = C_{w,i} \cdot B_p \quad (\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}) \quad (2.26)$$

Onde:

$C_{w,i}$: concentração na água ($\text{Bq} \cdot \text{litro}^{-1}$); e

B_p : fator de bioacumulação (litro.kg^{-1}).

2.4.3.3 Ingestão de água potável originária do rio

A água de um rio, ou de um lençol de água próximo a um rio, pode ser extraída e utilizada, após tratamento, como água potável. A concentração de atividade na água potável normalmente é inferior à concentração na água do rio, por um fator que depende dos tipos de métodos de extração e de tratamento.

Os processos de remoção da atividade de nuclídeos na água são:

a) Decaimento radioativo, desde que a água seja estocada em reservatórios por vários e longos períodos antes do uso;

b) Remoção por processos de tratamento.

2.5 Princípios Gerais para a Avaliação das Doses Individuais e Coletivas

A prática envolvendo exposições às radiações geralmente aumenta as doses aos indivíduos, assim como os danos à saúde. Os benefícios que o uso da radiação pode trazer só são justificados se os danos à saúde para cada indivíduo forem muito pequenos, e não excedam aos níveis que são considerados aceitáveis. O limite de dose recomendado pela ICRP 60 (ICRP, 1990) é um critério de avaliação para medir o nível de proteção que deve ter a maior exposição individual. O limite utilizado neste trabalho e que atende às normas da CNEN, está descrito no item 1.1.

Para avaliar as doses recebidas pelos indivíduos do público, é necessário que se faça uma análise da forma de exposição desse indivíduo, que pode ser, basicamente, de duas formas:

➤ **Exposição:** por imersão no ar contaminado ou recebimento de radiação direta;

➤ **Irradiação:** por ingestão de alimentos contaminados ou por inalação.

Para os cálculos de doses desses indivíduos, são necessários dados do caminho de exposição, radionuclídeo, órgão irradiado e faixa etária. Esses dados estão disponíveis nos relatórios de base do PC-CREAM e podem ser calculados pelos parâmetros definidos pelas doses para exposição externa e interna.

2.5.1 Dose para Exposição:

A dose equivalente para exposição externa (H_e) é dada por (IAEA, 2001):

$$H_e = C \times FD \times FG \times U \quad (\text{Sv.ano}^{-1}) \quad (2.27)$$

Onde:

C: concentração do radionuclídeo no ar (Bq.m^{-3}) ou na superfície contaminada (Bq.m^{-2});

FD: fator de dose ($\text{Sv.h}^{-1}/\text{Bq.m}^{-3}$ ou $\text{Sv.h}^{-1}/\text{Bq.m}^{-2}$);

FG: fator de geometria (adimensional);

U: fator de ocupação (h.ano^{-1}).

2.5.2 Dose para Irradiação:

A dose equivalente para exposição interna (H_i) é dada por (IAEA, 2001):

$$H_i = C \times FD \times U \quad (\text{Sv.ano}^{-1}) \quad (2.28)$$

Onde:

C: concentração do radionuclídeo na água (Bq.L^{-1}) ou em alimentos (Bq.Kg^{-1});

FD: fator de dose (Sv.Bq^{-1});

U: consumo de água ou alimento (L.ano^{-1} ou kg.ano^{-1}).

Na medida em que os radionuclídeos são incorporados pelo corpo humano, os órgãos são irradiados devido à radiação resultante de processos de decaimento radioativo que ocorrem no próprio órgão e em órgãos próximos. Os órgãos irradiados são denominados órgãos alvo ("target organs") e aqueles nos quais ocorrem processos de decaimento radioativo são denominados órgãos fonte ("source organs").

Para as doses devido à inalação são consideradas três classes de inalação de acordo com o tipo de absorção do aparelho respiratório e fluidos do organismo: F ("fast"), M ("moderate") e S ("slow") (IAEA, 1986).

Para o material ingerido, a fração de cada elemento que é eliminada pelos fluídos do organismo é determinada com base na fração de transferência para o intestino (IAEA, 1986).

2.6 Características do PC-CREAM

O código computacional PC-CREAM incorpora os modelos utilizados para a avaliação do impacto radiológico resultante de liberações rotineiras e contínuas de radionuclídeos para o meio ambiente. Ele possibilita que o usuário empregue dados específicos de um determinado local de maneira a obter resultados para um sítio de interesse.

As principais características do PC-CREAM são (MAYALL, A. et alii, 1997):

◆ Pode ser avaliado o impacto resultante de descargas de rotina, e contínuas, de radionuclídeos para a atmosfera, rios e ambientes marinhos;

◆ Para descargas de radionuclídeos para a atmosfera e para ambientes marinhos são avaliadas as doses individuais e coletivas, enquanto que para as descargas para rios são avaliadas as doses individuais;

◆ As doses efetivas, conforme definidas na ICRP 60 (ICRP, 1990), são calculadas utilizando fatores de conversão de dose apresentados na ICRP 72 (ICRP, 1996);

◆ São considerados três grupos etários: crianças com 1 e 10 anos de idade e adultos;

◆ As doses coletivas resultantes de descargas atmosféricas podem ser avaliadas para quaisquer sítios;

◆ Termo-fonte corresponde a uma descarga anual de radionuclídeos;

◆ Para o cálculo das doses coletivas podem ser escolhidos cinco períodos de integração, ou seja, 1, 50, 500, 10.000 anos e infinito, enquanto que para as doses individuais podem ser escolhidos três períodos, ou seja, 1, 5 e 50 anos. As doses integradas podem ser igualadas à dose anual, uma vez que a dose integrada em n anos para uma descarga de um ano é numericamente equivalente à dose anual no n ésimo ano para uma descarga constante e contínua;

◆ Podem ser estimados os efeitos na saúde do homem utilizando as doses coletivas e aplicando-se os coeficientes de probabilidade definidos pela ICRP 60 (ICRP, 1990);

◆ Estão disponíveis saídas na forma de tabelas e de gráficos. As conseqüências mostradas estão na forma de doses ou de concentrações de atividade;

◆ As avaliações são feitas pelo programa ASSESSOR, o qual contém vários arquivos de dados (fator de conversão de dose, fator de transferência para órgãos, constantes de

decaimento, etc.). Um conjunto de cinco aplicativos complementares (PLUME, GRANIS, DORIS, RESUS e FARMLAND) também faz parte do código PC-CREAM. Deste modo, pode-se executar os vários modelos ambientais separadamente para prever concentrações e doses.

◆ Devido à complexidade dos processos físicos de transferência de radionuclídeos através das cadeias alimentares terrestres, a modelagem adotada no PC-CREAM consiste de compartimentos interligados, cada um representando diferentes partes da cadeia alimentar. Também podem ser considerados outros tipos de contaminação do solo, tal como via irrigação.

◆ Os alimentos similares são agrupados em categorias como: legumes, grãos, raízes, frutas, carnes, leite e derivados do leite. Os animais considerados são: gado bovino e ovelhas.

◆ Para descrever a migração de radionuclídeos no solo, o PC-CREAM possui dois modelos, um para solo não perturbado (pastagens) e outro para solos arados ou cultivados. Estes modelos estimam a concentração de atividade em vários níveis de profundidade do solo.

◆ A estimativa da exposição externa devido à imersão na pluma radioativa é feita, em geral, em dois estágios: a avaliação da dose absorvida no ar, seguida pela conversão desta para dose em tecidos apropriados ou para dose efetiva.

◆ A dispersão de radionuclídeos pode ser modelada para distâncias de até 3.000 km sendo que, na maioria dos casos, a maior parte dos radionuclídeos é removida da atmosfera dentro dessa distância.

◆ Assume-se que há transferência instantânea da atividade na água do rio para o peixe.

◆ Considera-se a contaminação de vegetais e pastagens irrigados com água contaminada. As doses resultantes no homem

podem ter origem na ingestão de alimentos contaminados, na ressuspensão de radionuclídeos do solo (e conseqüentemente inalação) ou na irradiação externa pelo solo contaminado.

◆ Os modelos utilizados no PC-CREAM calculam a dose equivalente em cada órgão alvo devido aos radionuclídeos (pais e filhos) inalados e/ou ingeridos.

◆ Considera-se que o consumo de água do rio, não filtrada, pelos animais de criação pode levar à acumulação de radionuclídeos na carne e nos produtos derivados do leite.

2.6.1 Descrição dos Modelos Matemáticos do PC-CREAM

Os programas responsáveis pelo funcionamento do PC-CREAM são (MAYALL, A. et alii, 1997):

◆ **ASSESSOR:** é utilizado para avaliações de impacto radiológico. O programa utiliza bibliotecas de dados originários das saídas dos modelos para a maioria dos cálculos. Para as avaliações de descargas nos rios podem ser utilizados dois modelos distintos: o Modelo Simplificado para Avaliações Preliminares ("Screening Models") e o Modelo Dinâmico, que aplica-se ao transporte de sedimento por toda a extensão do rio.

◆ **PLUME:** estima a dispersão atmosférica de liberações contínuas de radionuclídeos para a atmosfera e pode ser utilizado como biblioteca de dados complementares para a parte atmosférica de ASSESSOR.

◆ **DORIS:** estima a dispersão nas águas costeiras ao redor da Europa, de descargas de radionuclídeos para o meio ambiente marinho, e pode ser utilizado como biblioteca de dados complementares para a parte marinha de ASSESSOR.

♦ **FARMLAND**: estima a transferência de radionuclídeos em gêneros alimentícios resultantes da deposição de radionuclídeos da atmosfera no meio ambiente terrestre e pode ser utilizado como biblioteca de dados complementares para a parte atmosférica de ASSESSOR.

♦ **RESUS**: estima as concentrações de atividade no ar, devido a ressuspensão de radionuclídeos pela ação do vento, após a deposição de radionuclídeos da atmosfera no meio ambiente terrestre, e pode ser utilizado como biblioteca de dados complementares para a parte atmosférica de ASSESSOR.

♦ **GRANIS**: estima a dose gama externa para uma pessoa exposta aos radionuclídeos depositados no solo e pode ser utilizado como biblioteca de dados complementares para a parte atmosférica de ASSESSOR.

No Anexo são mostradas as diversas interfaces gráficas dos módulos componentes do PC-CREAM.

Um diagrama esquemático simplificado do conjunto de programas do PC-CREAM é mostrado na FIG. 2.6.

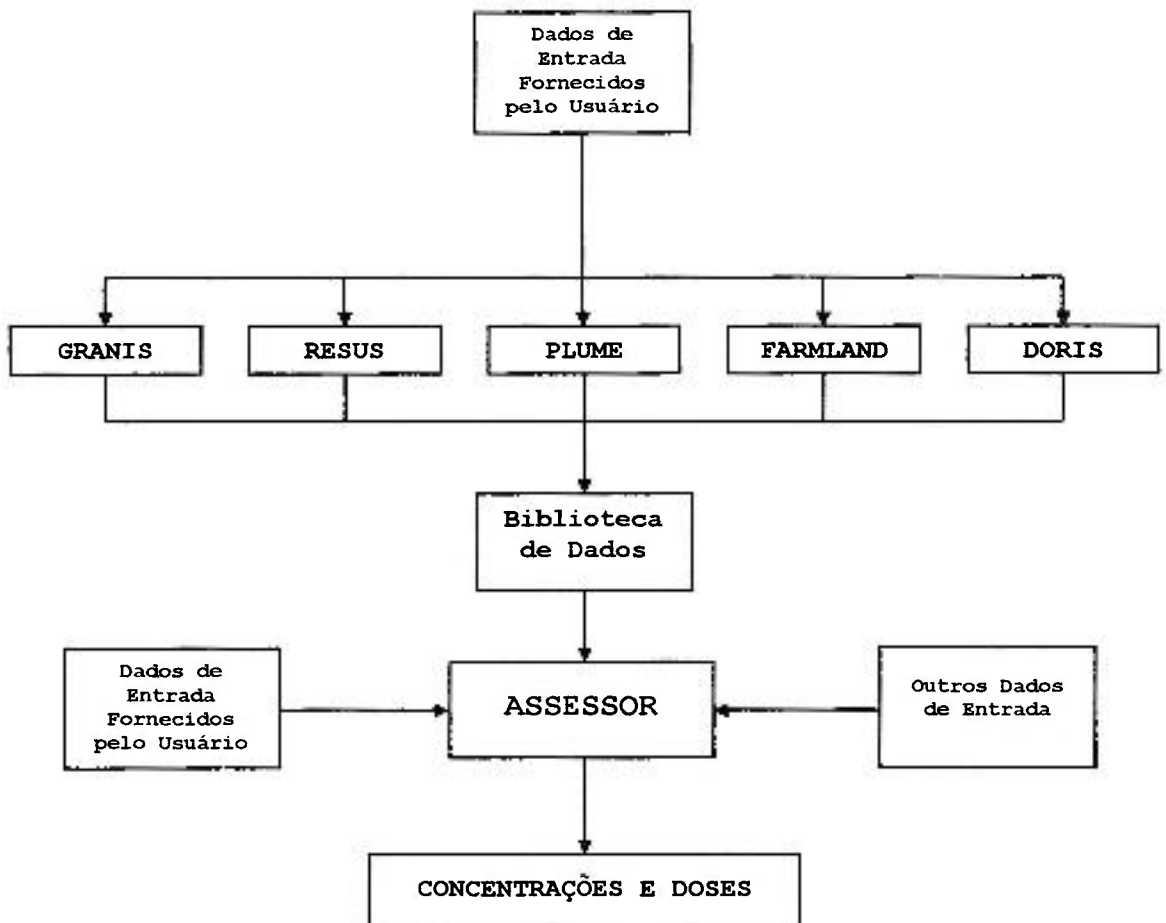


FIGURA 2.6 - Diagrama simplificado do código PC-CREAM.

3 ESTUDO DE CASO

Na aplicação da metodologia descrita no CAP. 2, foi escolhido o Centro Experimental de Aramar - CEA, por abrigar várias instalações do ciclo do combustível nuclear e onde deve ser implantado um reator nuclear do tipo PWR ("Pressurized Water Reactor").

Este sítio é portanto, um excelente caso para a aplicação da metodologia descrita no CAP. 2 e implementada no código PC-CREAM.

A descrição das instalações do CEA apresentadas no presente trabalho, tem por base os dados constantes do Relatório de Impacto Ambiental (RIMA, 1997), onde são mencionadas plantas de enriquecimento isotópico, conversão e reconversão de urânio, e o reator INAP. Inclui-se nessa descrição o sistema de tratamento de efluentes do Centro, pelo qual os efluentes líquidos de todas as instalações serão liberados para o meio ambiente.

Informações complementares foram obtidas da publicação IPEN - "Programa de Monitoração Ambiental da Usina de Enriquecimento de Urânio Almirante Álvaro Alberto" (IPEN, 1988). Quando disponíveis, os dados de liberação rotineira de efluentes foram obtidos de publicação em Congresso (Ferreira, 2000).

3.1 Localização

O CEA encontra-se localizado em zona rural próxima à Fazenda Ipanema, no Município de Iperó, a 13 km da cidade de Iperó, a 17 km de Boituva, a 15 km de Sorocaba e a 110 km de São Paulo (FIG. 3.1).

O CEA está a uma cota de aproximadamente 620 metros, possuindo uma área total de 300 ha. É atravessado pelo rio Ipanema, afluente do rio Sorocaba. Ao norte é delimitado pela rodovia Iperó-Sorocaba, a nordeste por dois córregos afluentes do rio Ipanema e, ao sul e oeste, pela Floresta Nacional de Ipanema (FLONA), pertencente ao IBAMA (antigo Centro Nacional de Engenharia Agrícola).

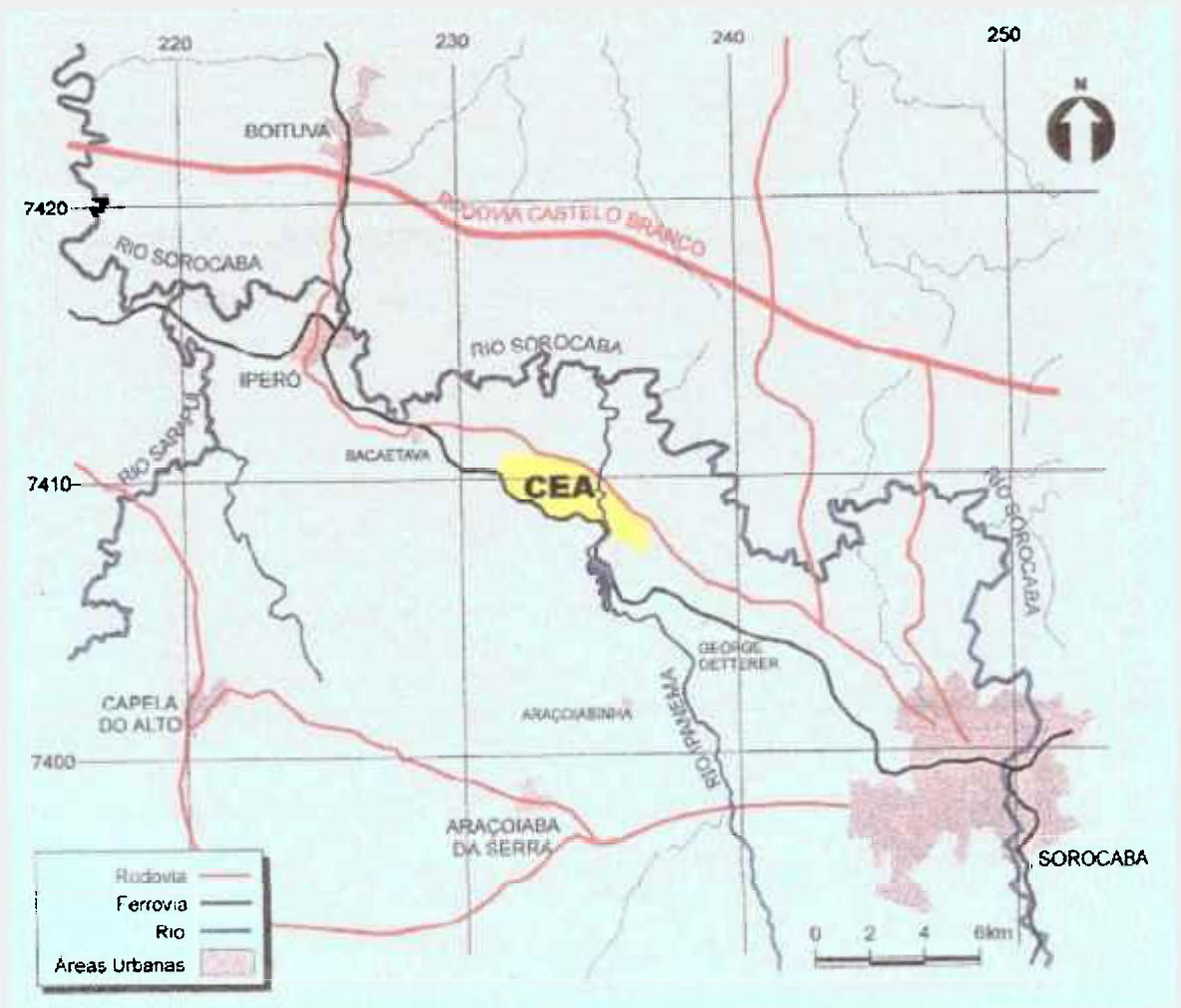


FIGURA 3.1 - Localização do CEA próxima à região de Sorocaba (RIMA, 1997).

3.2 Descrição Geral das Instalações

O CEA abriga várias instalações nucleares, incluindo a Instalação Nuclear a Água Pressurizada (INAP) e plantas do Ciclo do Combustível Nuclear: Usina-piloto de Demonstração Industrial para Enriquecimento de Urânio (USIDE), Planta-piloto de Demonstração Industrial para Produção de Hexafluoreto de Urânio (USEXA), Laboratório de Enriquecimento Isotópico de Urânio (LEI) e Laboratório de Materiais Nucleares (LABMAT).

A FIG. 3.2 mostra o arranjo geral dessas instalações.

3.2.1 Enriquecimento Isotópico

A USIDE e o LEI formam a Unidade de Enriquecimento Almirante Álvaro Alberto - UEAAA.

Essas instalações utilizam o processo de ultracentrifugação do hexafluoreto de urânio (UF_6) gasoso para a obtenção de urânio enriquecido.

O processo visa obter UF_6 enriquecido a até um teor de 20% em peso do isótopo ^{235}U . O UF_6 quimicamente puro, com teor de 0,72% do isótopo físsil ^{235}U , constitui a matéria prima a ser utilizada (RIMA, 1997).

Nesse processo, ultracentrífugas de igual capacidade são interligadas em conjuntos denominados cascatas. As cascatas de ultracentrífugas operam com UF_6 no estado gasoso, à temperatura de aproximadamente 35°C e pressão inferior à atmosférica (RIMA, 1997).

O LEI já está operando com capacidade de processamento de 11 toneladas por ano de UF_6 e o primeiro módulo da USIDE tem uma capacidade nominal de processamento estimada em 3 toneladas por ano de UF_6 .

O LEI e a USIDE possuem sistemas próprios de exaustão constituídos por filtros absolutos, com eficiência de 99,97%

para UO_2F_2 e torre de lavagem de gases, com eficiência de 80% para UO_2F_2 e 95% para HF (RIMA, 1997).

No tratamento utilizado para os efluentes líquidos do LEI, as soluções resultantes de operações de descontaminação, se dá por um processo de concentração em evaporador do tipo termo-solar. Tendo em vista a volatilidade muito baixa dos compostos de urânio e o processo evaporativo ocorrer de forma natural considera-se como sendo de 100% a eficiência do equipamento.

3.2.2 Conversão

A USEXA está em fase de implantação e tem como finalidade produzir hexafluoreto de urânio (UF_6) nuclearmente puro a partir do concentrado de urânio (*yellow cake*). A capacidade de processamento total das unidades de processo que compõem a USEXA é de 102 kg de UF_6 por hora (RIMA, 1997).

Os efluentes gasosos serão coletados por um sistema de exaustão e encaminhados para lavadores de gases, que irão gerar efluentes líquidos a serem encaminhados para a unidade local de tratamento.

Todas as correntes resultantes do processamento, contendo urânio em quantidades recuperáveis, serão tratadas na Unidade de Recuperação de Urânio e Tratamento de Efluentes e Rejeitos, sendo uma parte dela reciclada ao processo e outra parte enviada ao Sistema de Tratamento e Destinação Final de Rejeitos, Efluentes e Resíduos Sólidos do CEA, após tratamentos físico-químicos.

3.2.3 Reconversão

O LABMAT é uma instalação destinada ao desenvolvimento e produção de combustíveis nucleares,

materiais absorvedores e materiais cerâmicos avançados para aplicações nucleares (RIMA, 1997).

Essa instalação terá capacidade para manusear materiais com até 5% de enriquecimento, em peso, do isótopo ^{235}U . Excepcionalmente, poderão ser manuseadas pequenas quantidades de urânio com enriquecimento de 20% em peso de ^{235}U .

Essa instalação também será dividida em módulos para sua implementação.

O prédio do primeiro módulo destina-se ao desenvolvimento de processos de produção de materiais cerâmicos e nucleares, tais como: compactação de pastilhas de dióxido de urânio (UO_2); sinterização das pastilhas de UO_2 ; e caracterização física dos pós de tricarbonato de amônio e uranila - TCAU.

O segundo módulo terá, como finalidade, o processamento do pó de UO_2 produzido na Unidade de Redução, para obtenção de pastilhas com características físicas e químicas que atendam às especificações vigentes (RIMA, 1997).

Os efluentes líquidos serão transferidos para os tanques de armazenamento da unidade de tratamento de rejeitos e efluentes dessa instalação, para serem processados por precipitação química, seguida da separação da fase sólida.

3.2.4 Reator

A INAP tem como objetivo principal o desenvolvimento da tecnologia de reatores nucleares para propulsão naval. Essa instalação abrigará todos os sistemas que compõem a planta de propulsão, contendo um reator nuclear alimentado por combustível cerâmico de baixo enriquecimento, moderado a água leve pressurizada (RIMA, 1997). A INAP é projetada para operar continuamente a uma potência térmica nominal de 48 MWt. A vida útil prevista para a instalação é de 20 anos.

Os radionuclídeos liberados para a atmosfera são provenientes das liberações de efluentes gasosos gerados em operação normal e nos processos de aquecimento e resfriamento e de troca de combustível (RIMA, 1997).

Como etapas do tratamento localizado de efluentes gasosos, encontram-se previstas: secagem dos gases, adsorção em tanques de carvão ativado e filtragem em filtros do tipo de alta eficiência. Os líquidos condensados nos secadores serão enviados para o tratamento local de efluentes líquidos e posteriormente irão gerar efluentes sólidos, sendo os gases (gases nobres) lançados na atmosfera através de uma chaminé com 75 m de altura. Essa liberação será acompanhada por monitoração.

Os efluentes líquidos deverão passar por um sistema de tratamento, onde serão utilizados processos físicos e químicos, devendo a água já tratada ser reaproveitada no processo industrial, e o rejeito final imobilizado e confinado em tambores.

Os efluentes líquidos serão tratados no Sistema de Processamento de Rejeitos Líquidos da INAP (SPRL) e liberados para o SITEA (Sistema Integrado de Tratamento de Efluentes de ARAMAR).

3.2.5 Sistema Integrado de Tratamento de Efluentes de ARAMAR - SITEA

Cada instalação possui características próprias de liberação de efluentes radioativos para o meio ambiente.

Estão previstas liberações de efluentes gasosos para as instalações USEXA, LEI, LABMAT e INAP (RIMA, 1997).

Todos os efluentes líquidos gerados nas instalações do CEA serão enviados ao SITEA, para tratamento. Neste local, a água presente nos efluentes poderá ser reutilizada ou ser lançada no Rio Ipanema. Além disso, os efluentes contendo ^3H

serão lançados diretamente no Rio Ipanema, via uma lagoa de monitoração.

O SITEA prevê o recebimento segregado dos diversos efluentes inorgânicos, gerados nas diversas unidades industriais do CEA, para o seu tratamento.

A FIG. 3.3 apresenta, de forma esquemática, o diagrama simplificado do Sistema de Tratamento de Rejeitos Gasosos e Líquidos.

Para o tratamento final dos efluentes líquidos, o SITEA abrigará três tanques de recebimento; uma unidade compacta de precipitação química e remoção de sólidos suspensos; um sistema de desinfecção por radiação ultravioleta; uma unidade completa de osmose reversa para a remoção de sólidos dissolvidos; e um sistema de evaporação (RIMA, 1997).

A aplicação e o gerenciamento do tratamento proposto em três grupos de efluentes recebidos pelo SITEA, visa sempre como meta principal a ser atingida, o conceito de Descarga Zero, ou seja, reutilização do efluente tratado como água industrial.

Caso o gerenciamento do SITEA decida por qualquer liberação de efluentes tratado, este será feito através de uma Lagoa de Monitoramento e Controle.

A descarga de efluentes da lagoa para o meio ambiente, deverá ser feita em um ponto à montante da captação de água para o CEA. Antes da liberação, essa deverá ser analisada, a fim de garantir as condições adequadas de liberação, para não alterar as características do corpo receptor.

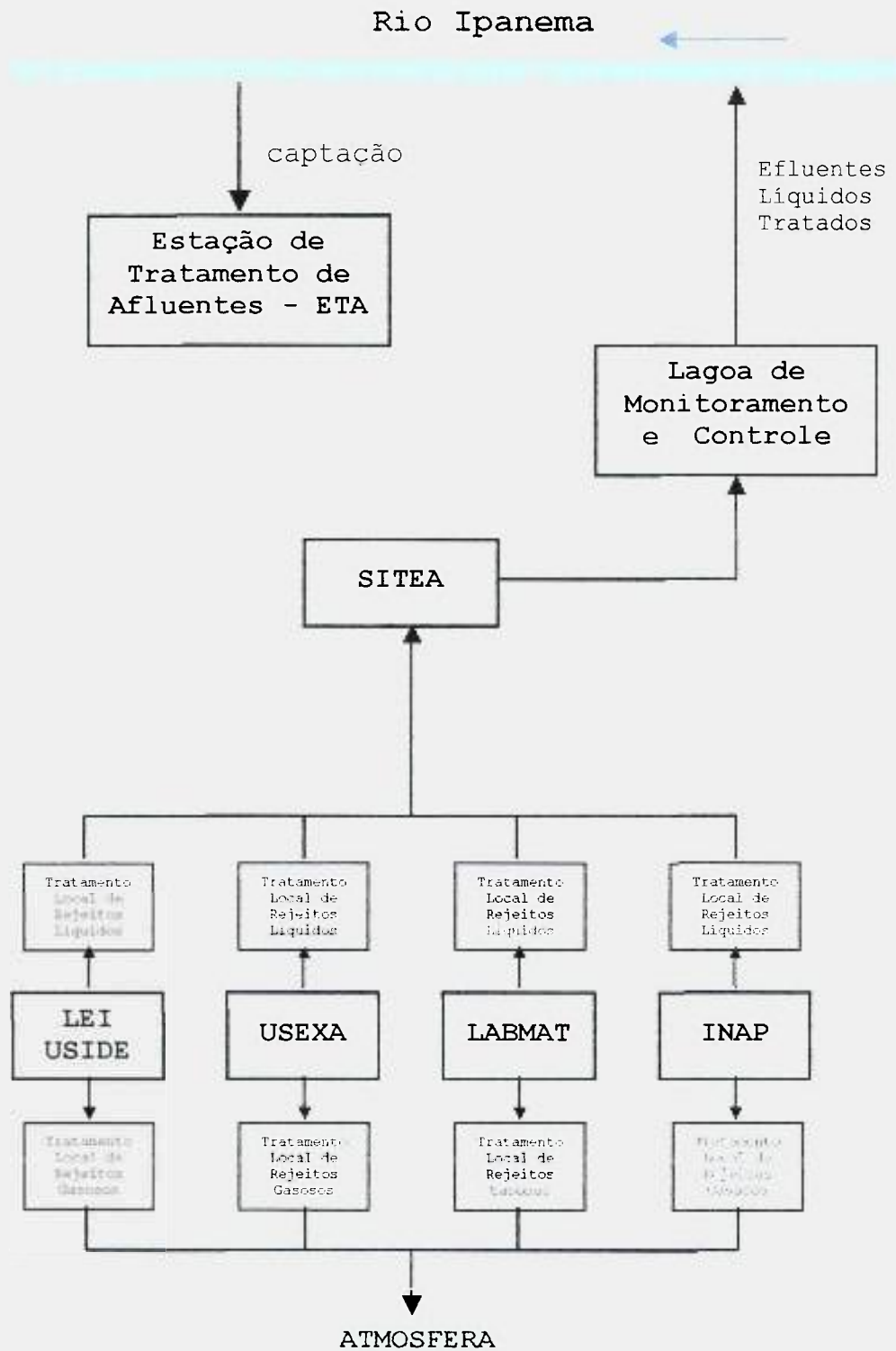


FIGURA 3.3 - Diagrama simplificado do Sistema de Tratamento de efluentes líquidos e gasosos (RIMA, 1997).

3.3 Termos Fontes Ambientais

3.3.1 Cálculo dos Termos Fontes

Para a entrada dos termos fontes no PC-CREAM é necessário que se considere os isótopos de urânio através de suas respectivas abundâncias isotópicas, que pode ser estimada pela expressão:

$$A_{\text{liberada}} = m \times A_{\text{específica}} \times \text{abundância isotópica} \quad (3.1)$$

Onde:

m : massa em gramas em um ano de liberação do isótopo considerado;

As atividades específicas e as abundâncias isotópicas utilizadas estão na TAB. 3.1.

3.3.2 Instalações do Ciclo do Combustível

3.3.2.1 Liberações Gasosas

As instalações estudadas liberam efluentes gasosos a alturas diferentes. Nas instalações do ciclo do combustível nuclear (LEI, USIDE, USEXA e LABMAT) foi adotado, neste trabalho, 20 m como altura de liberação de efluentes gasosos. Considera-se que os efluentes liberados por essas instalações contêm apenas urânio natural e enriquecido.

A TAB. 3.2 apresenta as quantidades anuais liberadas para o meio ambiente, via atmosfera, pelas instalações do ciclo do combustível, durante cinco anos. Essas quantidades consideram a liberação de urânio com nível de enriquecimento de 5% em ^{235}U (Ferreira, 2000).

Para os cálculos descritos no item 3.3.1, das atividades liberadas, via atmosfera, pelos isótopos de urânio

234, 235 e 238, foi utilizada a média liberada nesses 5 anos de funcionamento.

3.3.2.1.1 Enriquecimento Isotópico

A liberação dos efluentes gasosos da instalação de enriquecimento isotópico - LEI, se dá através de colunas de lavagem de gás e chaminés (RIMA, 1997).

De acordo com a TAB. 3.2, a média de atividade de efluentes gasosos liberados pelo LEI nos 5 anos de medição é de $1,88.10^5$ Bq/ano, para um nível de enriquecimento de 5% em ^{235}U . Para a USIDE este valor médio é de $1,25.10^3$ Bq/ano, para os dois anos de medição.

3.3.2.1.2 Conversão

O termo fonte gasoso para a instalação de conversão - USEXA, não se encontra disponível na literatura especializada, como no caso das instalações de enriquecimento e reconversão.

Esse termo fonte, entretanto, pode ser estimado de forma aproximada usando-se os dados de liberação de efluentes disponíveis em NUREG (1975) e adequando-os para a produção horária de 102 kg de UF_6 , e 130 dias de operação. Esse termo fonte é estimado em 0,82 kg de urânio/ano, o que equivale a uma liberação de $2,1.10^7$ Bq/ano. Considera-se que os efluentes da USEXA contém somente urânio natural.

3.3.2.1.3 Reconversão

Para a instalação de Reconversão - LABMAT, estima-se uma atividade de $5,38.10^5$ Bq/ano, para um nível de enriquecimento de 5% em ^{235}U , de acordo com a TAB. 3.2 (Ferreira, 2000).

3.3.2.2 Liberações Líquidas

Os rios mais importantes, tanto em relação ao volume de água quanto ao uso desta para fins domésticos ou agrícolas, são o rio Ipanema, que atravessa o CEA e o rio Sorocaba.

Não existe irrigação nas lavouras da região utilizando as águas dos rios, sendo esta prática esporádica para apenas algumas fazendas.

O rio Ipanema, devido principalmente ao seu pequeno volume de água, possui apenas algumas espécies de peixes de pequeno porte, as quais não são significativas para a alimentação básica da população na área de interesse.

Neste estudo, não foi considerada a ingestão direta de água do rio Ipanema, uma vez que não há captação de água potável, além do que a água desse rio não se presta a este fim. Dentro do raio de 10 km a maior parte da população utiliza água de poço para consumo. Foi considerada, somente, a transferência de radionuclídeos da água do rio para animais via ingestão de água contaminada pelo gado e para peixes.

Não existem também locais importantes para a prática de esportes ou outras atividades de lazer com grandes concentrações de pessoas nas margens dos rios.

No presente estudo foi considerado que todos os efluentes líquidos produzidos pelas instalações do CEA serão lançados no mesmo ponto do rio Ipanema.

O rio Ipanema tem vazão próxima a $0,2 \text{ m}^3 \cdot \text{s}^{-1}$ (RIMA, 1997). Este valor é utilizado como dado de entrada no PC-CREAM.

A TAB. 3.3 apresenta as quantidades anuais liberadas para o meio ambiente, via Rio Ipanema, pelas instalações do ciclo do combustível, durante cinco anos. Estas quantidades consideram a liberação de urânio com nível de enriquecimento de 5% em ^{235}U .

3.3.2.3 Enriquecimento Isotópico

A liberação dos efluentes líquidos da instalação de enriquecimento isotópico - LEI, atinge uma média de atividade de $1,59 \cdot 10^7$ Bq/ano, para um nível de enriquecimento de 5% em ^{235}U . Esta média é calculada pelos 5 anos de medição, de acordo com as atividades representadas na TAB. 3.3 (Ferreira, 2000).

Para a USIDE este valor médio é de $3,4 \cdot 10^5$ Bq/ano, para os dois anos de medição.

3.3.2.4 Conversão

Os efluentes líquidos da planta de conversão - USEXA, após tratamento local, são encaminhados ao SITEA antes de serem liberados para o meio ambiente. A liberação será de modo controlado em conformidade com as norma vigentes (RIMA, 1997). Usando-se dados de NUREG (1975) pode-se estimar um termo fonte da ordem de 25,4 g de U/ano. Este valor é equivalente a uma atividade de $6,51 \cdot 10^5$ Bq/ano.

3.3.2.5 Reconversão

Para a instalação de Reconversão - LABMAT, estima-se uma atividade média de $7,65 \cdot 10^5$ Bq/ano, para um nível de enriquecimento de 5% em ^{235}U , de acordo com a TAB. 3.3 (Ferreira, 2000).

Os termos fontes para o meio ambiente, via gasosa e líquida, para cada isótopo de urânio, pelas instalações do ciclo do combustível são apresentados na TAB. 3.4.

TABELA 3.1 - Atividades Específicas e Abundâncias Isotópicas do Urânio (IAEA, 1990).

Isótopos de Urânio	Atividade Específica (Bq/g)	Abundância Isotópica (%)	
		5%	Natural
234	$2,309.10^8$	0,0246	0,0055
235	$8,001.10^4$	5,0280	0,7110
238	$1,244.10^4$	94,9470	99,2830

TABELA 3.2 - Atividades de Urânio Liberadas para o Meio Ambiente, Via Atmosfera (Ferreira, 2000).

Instalação	Atividade Liberada (Bq/ano)				
	1995	1996	1997	1998	1999
LEI	84350	380100	417300	34300	24800
USIDE	---	---	---	1000	1500
LABMAT	---	---	---	---	537500
TOTAL	84350	380100	417300	35300	563800

TABELA 3.3 - Atividades de Urânio Liberadas para o Meio Ambiente, Via Rio Ipanema (Ferreira, 2000).

Instalação	Atividade Liberada (Bq/ano)				
	1995	1996	1997	1998	1999
LEI	$1,59.10^7$	$2,15.10^7$	$1,39.10^7$	$1,33.10^7$	$1,49.10^7$
USIDE	---	---	---	$3,90.10^4$	$6,40.10^5$
LABMAT	---	---	$1,26.10^6$	$5,24.10^4$	$9,84.10^5$
TOTAL	$1,59.10^7$	$2,15.10^7$	$1,52.10^7$	$1,34.10^7$	$1,66.10^7$

TABELA 3.4 - Termos Fontes Ambientais - Instalações do Ciclo do Combustível.

Liberação (Bq/ano)	Isótopos	INSTALAÇÕES				TOTAL PARA CADA ISÓTOPO
		LABMAT*	LEI*	USEXA#	USIDE*	
Atmosférica	234	$4,20 \cdot 10^5$	$9,26 \cdot 10^4$	$1,04 \cdot 10^7$	$9,65 \cdot 10^2$	$1,09 \cdot 10^7$
	235	$2,98 \cdot 10^4$	$6,56 \cdot 10^3$	$4,66 \cdot 10^5$	$6,84 \cdot 10^1$	$5,02 \cdot 10^5$
	238	$8,74 \cdot 10^4$	$1,92 \cdot 10^4$	$1,01 \cdot 10^7$	$2,01 \cdot 10^2$	$1,02 \cdot 10^7$
	TOTAL PARA CADA INSTALAÇÃO	$5,38 \cdot 10^5$	$1,18 \cdot 10^5$	$2,1 \cdot 10^7$	$1,23 \cdot 10^3$	$2,17 \cdot 10^7$
Aquática	234	$5,98 \cdot 10^5$	$1,24 \cdot 10^7$	$3,23 \cdot 10^5$	$2,66 \cdot 10^5$	$1,36 \cdot 10^7$
	235	$4,24 \cdot 10^4$	$8,81 \cdot 10^5$	$1,44 \cdot 10^4$	$1,88 \cdot 10^4$	$9,57 \cdot 10^5$
	238	$1,24 \cdot 10^5$	$2,60 \cdot 10^6$	$3,14 \cdot 10^5$	$5,53 \cdot 10^4$	$3,10 \cdot 10^6$
	TOTAL PARA CADA INSTALAÇÃO	$7,65 \cdot 10^5$	$1,60 \cdot 10^7$	$6,51 \cdot 10^5$	$3,40 \cdot 10^5$	$1,78 \cdot 10^7$

* U enriquecido a 5% em ^{235}U

U natural

3.3.3 Reator

3.3.3.1 Liberações Gasosas e Líquidas

Ao contrário das instalações do ciclo do combustível, que praticamente liberam apenas urânio, um reator nuclear gera, durante uma operação normal, uma complexa mistura de produtos de fissão radioativos.

A avaliação do termo fonte ambiental de um reator deve considerar fatores tais como: tipo de reator, concentração de radionuclídeos no circuito primário, mecanismos de transporte para fora do circuito primário, características dos sistemas de processamento de rejeitos líquidos e gasosos, etc.

A concentração de radionuclídeos no circuito primário é função da potência do reator, tipo, queima, e integridade do combustível nuclear. Essa concentração pode ser estimada usando-se a norma ANS (1986).

O transporte de radionuclídeos para fora do circuito primário pode ter origem nos sistemas associados a esse circuito (tratamento de água do primário, por exemplo). Fora do circuito primário, os radionuclídeos são transportados em correntes líquidas e gasosas que são enviadas a sistema de tratamento de rejeitos para a redução das quantidades efetivamente liberadas para o meio ambiente como efluente do reator.

No caso da INAP os efluentes líquidos serão encaminhados para o SITEA e a liberação para o meio ambiente será feita de forma controlada em conformidade com as normas vigentes. Os efluentes gasosos serão liberados para a atmosfera via filtro de alta eficiência e através de chaminé de 75 m de altura (RIMA, 1997).

O termo fonte em operação normal da INAP não se encontra disponível na literatura especializada como no caso

das instalações do ciclo do combustível. Entretanto, uma estimativa aproximada desse termo fonte pode ser obtida indiretamente de dados de um reator PWR de potência próxima à da INAP (Reator BR3). Em Ferreira (1992) é apresentado dados de inventário do núcleo do reator BR3, tipo PWR de 49,2 MWt. Desse inventário, utilizando-se a norma ANS (1984) e dados disponíveis em ANS (1986), pode-se obter uma aproximação dos termos fontes ambientais.

As TAB. 3.5, 3.6 e 3.7 mostram os termos fontes ambientais adotados no presente trabalho. São apresentadas as atividades dos isótopos de iodo, dos gases nobres e daqueles radionuclídeos que mais contribuem nas doses individuais e coletivas.

TABELA 3.5 - Termos Fontes Ambientais dos Isótopos de Iodo - INAP.

RADIONUCLÍDEOS	ATIVIDADE LIBERADA (Bq/dia)	
	Atmosfera	Rio Ipanema
I-129	$1,53.10^{-10}$	$6,30.10^5$
I-131	$2,15.10^5$	$4,44.10^5$
I-132	$9,04.10^4$	$1,54.10^3$
I-133	$3,31.10^5$	$9,95.10^4$
I-134	$6,85.10^4$	$6,30.10^1$
I-135	$2,32.10^5$	$2,89.10^4$
TOTAL	$9,37.10^5$	$1,20.10^6$

TABELA 3.6 - Termos Fontes Ambientais dos Isótopos dos Gases Nobres - INAP.

RADIONUCLÍDEOS	ATIVIDADE LIBERADA (Bq/dia)	
	Atmosfera	Rio Ipanema
Kr-85m	$3,48.10^6$	---
Kr-85	$3,00.10^{11}$	---
Kr-87	$1,23.10^6$	---
Kr-88	$2,41.10^6$	---
Xe-131m	$6,30.10^9$	---
Xe-133m	$2,90.10^9$	---
Xe-133	$1,59.10^{19}$	---
Xe-135m	$1,06.10^6$	---
Xe-135	$2,81.10^8$	---
Xe-137	$2,79.10^5$	---
Xe-138	$9,86.10^5$	---
TOTAL	$3,48E.10^6$	---

TABELA 3.7 - Termos Fontes Ambientais dos Radionuclídeos que mais Contribuem na Dose Individual e Coletiva - INAP.

RADIONUCLÍDEOS	ATIVIDADE LIBERADA (Bq/dia)	
	Atmosfera	Rio Ipanema
H-3	3,43.10 ⁹	6,94.10 ⁹
Cs-134	2,68.10 ⁵	6,71.10 ⁵
Cs-137	3,53.10 ⁵	9,73.10 ⁵
Nb-95	9,41.10 ³	9,18.10 ⁴
Ru-106	3,09.10 ⁶	1,71.10 ⁶
Mn-54	5,48.10 ⁴	1,86.10 ⁵
Fe-59	1,02.10 ⁴	1,05.10 ⁵
Co-58	1,58.10 ⁵	4,36.10 ⁵
Co-60	1,02.10 ⁵	7,63.10 ⁵
Outros	2,26.10 ⁶	1,73.10 ⁶
TOTAL	3,44.10⁹	6,94.10⁹

3.4 Dados do Local e Distribuição Demográfica

Como foi discutido anteriormente, a avaliação dos impactos e doses no homem necessita de dados de distribuição populacional e de produção e consumo de alimentos na região de interesse.

No PC-CREAM, a distribuição demográfica e a produção agrícola ao redor do sítio (área de interesse) são representadas na forma de grades em coordenadas polares, divididas em 16 setores, cada um com $22,5^\circ$, tendo como bissetriz os pontos cardeais centrada no sítio, constituída por anéis concêntricos, representando as distâncias radiais e por setores com ângulo definido pelo usuário.

A FIG. 3.4 mostra a vista geral da região de interesse, com 10 km de raio centrada no CEA, incluindo os 16 setores (RIMA, 1997).

Os dados de população foram estimados com base no Censo Demográfico do IBGE de 1990 e sua distribuição na região de interesse é apresentada na TAB. 3.8 (IBGE, 1990).

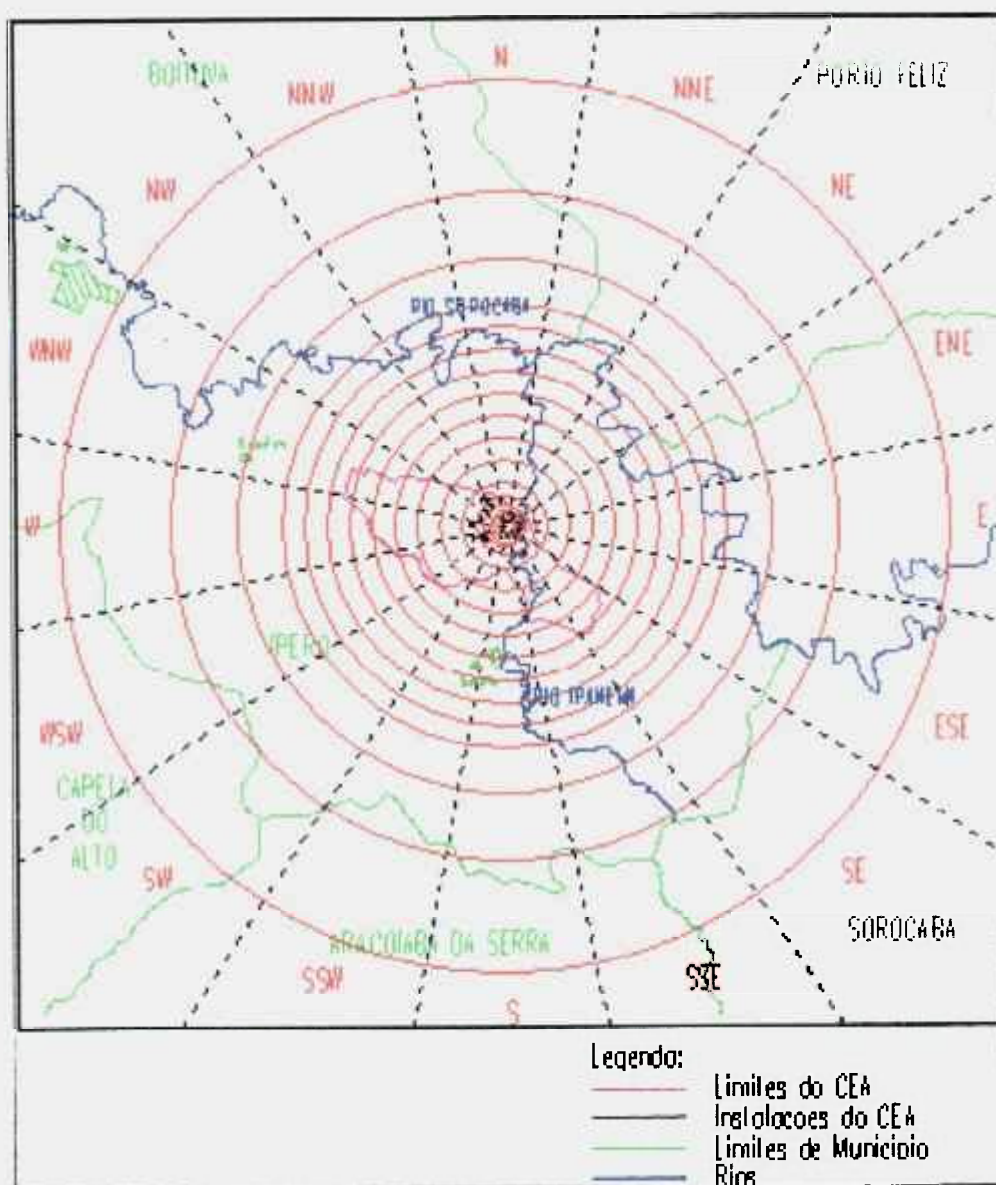


FIGURA 3.4 - Vista geral da região de interesse, com 10 km de raio centrada no CEA (RIMA, 1997).

TABELA 3.8 - Distribuição populacional na área de interesse (raio de 10 km), (IBGE, 1990).

DISTRIBUIÇÃO DA POPULAÇÃO						
DIREÇÕES	INTERVALO (km)					
	0-1	1-2	2-3	3-4	4-5	5-10
NNE 22,5°	12	37	62	87	113	1073
NE 45°	12	37	62	240	424	991
ENE 67,5°	12	37	62	163	1033	11683
E 90°	12	37	62	87	1263	12446
ESE 112,5 °	12	37	62	87	112	10143
SE 135°	0	0	62	87	112	80608
SSE 157,5°	0	37	62	87	112	4706
S 180°	12	37	62	87	112	788
SSW 202,5°	12	37	62	87	112	772
SW 225°	0	37	62	87	112	880
WSW 247,5°	0	37	62	87	112	963
W 270°	0	0	62	87	112	941
WNW 292,5°	0	0	62	87	112	962
NW 315°	0	37	62	87	112	1211
NNW 337,5°	12	37	62	87	112	1367
N 360°	12	37	62	87	112	1344

Para o cálculo de doses individuais, são utilizadas informações a respeito das localizações de indivíduos e dos pontos nos quais alimentos consumidos por esses indivíduos são produzidos. Esses pontos são chamados de pontos receptores, que são distâncias definidas a partir de uma das chaminés (pontos de descarga), denominada chaminé de referência. Dados dos hábitos destes indivíduos, tais como as taxas de consumo de alimentos e taxas de ocupação, também são necessários para a estimativa da incorporação de radionuclídeos e da dose externa, respectivamente.

As concentrações de radionuclídeos e as doses equivalentes foram calculadas para diversas distâncias a partir do centro da grade (ponto de liberação considerado). As distâncias, em metros, dos pontos receptores são: 700, 1500, 3500, 5000, 10.000.

Para a avaliação de dose coletiva, o PC-CREAM assume que todas as liberações (descargas) são feitas de um único ponto no sítio.

As doses efetivas foram calculadas para indivíduos adultos residentes na área de interesse, considerando-se uma taxa de ocupação de 100%.

Neste estudo foram calculadas apenas as doses para adultos. Não foram avaliadas crianças com até 1 ano de idade, uma vez que a caracterização da população por faixas etárias não se encontra disponível.

3.5 Produção Agrícola, Animal e Águas Superficiais

Os dados relativos à produção agrícola, produção animal e águas superficiais (água para irrigação, consumo humano e abastecimento), foram obtidos de diversas referências (CSA, 1987; EMBRAPA, 2002; AGROCARNES, 2002; CEL, 2002), com o objetivo de identificar os caminhos de exposição existentes.

As TAB. 3.9 e 3.10 mostram a taxa média de consumo de alimentos para indivíduos do público adulto (kg/ano) e a taxa média de consumo de alimentos e água para animais bovinos (kg/dia), respectivamente, adotadas no presente estudo.

A região do CEA é constituída basicamente de pequenas propriedades onde a mão-de-obra empregada é fundamentalmente familiar. É comum o cultivo de hortaliças para o consumo próprio dos moradores.

Esses vegetais poderão ser contaminados pelos seguintes processos:

a) Deposição dos radionuclídeos liberados para a atmosfera;

b) Irrigação a partir da utilização das águas do rio Ipanema, embora a mesma se constitua em prática esporádica de poucas fazendas;

c) Contaminação de vegetais via absorção radicular de radionuclídeos depositados sobre o solo.

Embora a produção de frutas cítricas seja uma atividade importante na região, estas não se constituem em alimentos importantes da população local.

Parte da região é ocupada por pastagens e matas naturais, representando cerca de 22% e 12%, respectivamente, na sub-região de Sorocaba.

Neste trabalho é considerado o modelo para solo arado ou cultivado e que todo alimento é produzido no mesmo local onde é consumido.

A pecuária é uma das principais atividades da região. O rebanho bovino pode ser considerado como igualmente dividido entre a produção de leite e o abate para a produção de carne.

O leite e a carne poderão ser contaminados devido à ingestão, pelo gado, de pastagens contaminadas e de água contaminada pelos efluentes líquidos.

As demais espécies não são significativas, sendo basicamente criadas para o consumo próprio de proprietários e moradores dos sítios.

TABELA 3.9 - Taxa média de consumo de alimentos para indivíduos do público adulto (kg/ano).

CATEGORIA DE ALIMENTO	CONSUMO (kg/ano)
Vegetais	14 [@]
Grãos (cereais)	74 [@]
Raízes	71 [@]
Carne (bovina e suína)	36,6 [#]
Leite	74,4 ^{&}
Derivados do Leite	3,77 ⁺

@ (CAN/CSA-N288.1-M87, 1987)

(AGROCARNES, 2002)

& (EMBRAPA, 2002)

+ (CEL, 2002)

TABELA 3.10 - Taxa média de consumo de alimentos e água para animais bovinos (kg/dia), (CAN/CSA-N288.1-M87, 1987).

ANIMAL	CONSUMO DE ÁGUA (L/dia)	CONSUMO DE ALIMENTOS (kg/dia)
Bovino	80	10

3.6 Dados Meteorológicos

Os dados meteorológicos utilizados no PC-CREAM foram obtidos do Relatório do IPEN (IPEN, 1997). Esses dados contêm média horárias de velocidade e direção de vento, e categorias Pasquill de estabilidade atmosférica.

A TAB. 3.11 apresenta a distribuição de frequência e a velocidade média ponderada observada para cada classe de estabilidade, em função do setor radial de direção do vento.

TABELA 3.11 - Distribuição da frequência (%/100) e velocidade média ponderada observada para cada classe de estabilidade, em função do setor radial de direção do vento (IPEN, 1997).

SETOR RADIAL	CLASSE DE ESTABILIDADE ATMOSFÉRICA DE PASQUILL						
	A	B	C	D	E	F	G
C	0,01759 (<0,46)*	0,00620 (<0,46)	0,00376 (<0,46)	0,03021 (<0,46)	0,05515 (<0,46)	0,05003 (<0,46)	0,02178 (<0,46)
N	0,02233 (2,09)	0,00346 (1,44)	0,00146 (1,89)	0,00467 (1,53)	0,00146 (1,11)	0,00062 (2,49)	0,00005 (0,77)
NNE	0,02169 (2,09)	0,00280 (1,64)	0,00116 (1,73)	0,00458 (1,24)	0,00144 (0,99)	0,00066 (0,84)	0,00025 (0,80)
NE	0,02208 (1,96)	0,00424 (1,70)	0,00157 (1,75)	0,00504 (1,61)	0,00262 (1,23)	0,00060 (1,67)	0,00012 (0,97)
ENE	0,02198 (2,25)	0,00333 (1,91)	0,00180 (1,870)	0,00567 (1,78)	0,00296 (1,56)	0,00087 (0,93)	0,00005 (1,42)
E	0,01458 (2,45)	0,00233 (1,78)	0,00135 (2,09)	0,00617 (1,85)	0,00777 (1,64)	0,00422 (1,33)	0,00025 (1,23)
ESE	0,01328 (2,45)	0,00372 (2,19)	0,00174 (2,27)	0,01180 (2,46)	0,00950 (1,94)	0,00362 (1,16)	0,00103 (0,75)
SE	0,01830 (2,92)	0,00467 (2,89)	0,0203 (2,82)	0,01451 (2,74)	0,01312 (1,82)	0,00346 (1,15)	0,00105 (0,72)
SSE	0,02613 (3,53)	0,00843 (3,47)	0,00401 (3,28)	0,03845 (3,02)	0,03455 (1,88)	0,00930 (1,20)	0,00180 (0,72)
S	0,03223 (3,86)	0,00852 (2,86)	0,00467 (2,75)	0,03415 (2,48)	0,02285 (2,00)	0,00723 (1,10)	0,00283 (1,06)
SSW	0,03494 (4,02)	0,00768 (2,89)	0,00221 (2,74)	0,02144 (2,62)	0,01586 (2,07)	0,00847 (1,74)	0,00399 (2,52)
SW	0,01568 (3,70)	0,00476 (2,77)	0,00221 (3,13)	0,01217 (2,57)	0,00961 (1,70)	0,0087 (1,86)	0,00365 (1,23)
WSW	0,00565 (2,60)	0,00281 (2,11)	0,00171 (1,82)	0,00688 (1,66)	0,00745 (1,56)	0,00586 (1,61)	0,00265 (1,36)
W	0,00627 (2,31)	0,00272 (1,86)	0,00151 (1,64)	0,00747 (1,68)	0,00568 (1,71)	0,00321 (1,76)	0,00071 (1,58)
WNW	0,00886 (2,14)	0,00351 (1,85)	0,00148 (1,67)	0,00709 (1,99)	0,00362 (1,64)	0,00098 (1,53)	0,00012 (1,18)
NW	0,01465 (2,29)	0,00371 (1,72)	0,00132 (1,85)	0,00745 (1,83)	0,00223 (1,56)	0,00043 (1,47)	0,00012 (2,50)
NNW	0,01918 (2,30)	0,00330 (1,65)	0,00144 (2,31)	0,00506 (1,89)	0,00183 (1,89)	0,00050 (1,55)	0,00014 (1,02)

* Os valores entre parênteses correspondem à velocidade média ponderada (m/s).

C = calmaria

3.7 Outros dados utilizados no PC-CREAM

Os valores listados a seguir são utilizados como dados de entrada do PC-CREAM (MAYALL, A. et alii, 1997).

a) Rugosidade do solo: 0,40 m, usado para áreas rurais que tenham agricultura e pequenas vilas.

b) Para velocidade de deposição (v_g) e coeficiente de lavagem (α) definidos no Cap. 2, item 2.4.2.1.2, são utilizados os valores:

- **Velocidade de Deposição (v_g) ($m.s^{-1}$):** 10^{-2} para iodo; 10^{-5} para iodo orgânico; 0,0 para trítio e gases nobres e 10^{-3} para todos os demais nuclídeos.
- **Coeficiente de lavagem (α) (s^{-1}):** 0,0 para trítio e gases nobres e 10^{-4} para todos os demais nuclídeos.

c) Taxa de deposição: $1 Bq.m^{-2}.s^{-1}.ano^{-1}$.

d) Parâmetros para o cálculo de concentração de nuclídeos na vegetação:

- Rendimento (peso fresco (kg/km^2)) = $1,9E+06$;
- Peso seco (%) = 20;
- Densidade do solo (g/cm^3) = 1,5;
- Coeficiente de ressuspensão k ($1/m$) = $1E-08$;
- Velocidade de deposição (m/s) = $1E-03$.

e) Parâmetros para o cálculo de concentração de nuclídeos em animais:

- Peso úmido de pasto ingerido (kg/d) = 12,5;
- Fração de material seco ingerido como pasto (%) = 4;
- Taxa de inalação (m^3/s) = $3\text{E}-03$;
- Densidade do pasto ($1/\text{km}^2$) = 400;
- Massa de carcaça (kg) = $2,3\text{E}+02$;

f) Taxa de inalação de adultos: $8400 \text{ m}^3/\text{ano}$.

g) Vazão anual do rio (m^3/ano): $6,31\text{E}+06$.

h) Carga de sedimento em suspensão (t/m^3): $1\text{E}-03$.

3.8 Resultados e Discussões

O impacto radiológico devido às instalações do CEA foi avaliado utilizando-se os dados descritos no CAP. 3, incorporados ao PC-CREAM via interfaces gráficas apresentadas no Anexo.

Para o cálculo de doses individuais, o PC-CREAM permite considerar até cinco pontos de descarga, via atmosfera, com suas respectivas alturas de liberação. Cada ponto de descarga é associado a um arquivo de dispersão contendo concentrações no ar, taxas de deposição e doses referentes à nuvem gama.

Neste trabalho as alturas das liberações gasosas do reator e das instalações do ciclo do combustível consideradas, são de 75 m e 20 m, respectivamente, conforme descrito nos itens 3.2.4 e 3.3.1.1.

Para o cálculo de doses coletivas, o PC-CREAM assume que todas as descargas são feitas de um único ponto do sítio, com sua respectiva altura de liberação, conforme o tipo da instalação.

Para as liberações aquáticas, o código assume que as descargas são feitas em um único ponto do sítio.

O sítio foi dividido em 16 setores, cada um com 22,5°, conforme descrito no item 3.4 e ilustrado na FIG. 3.4.

O programa PC-CREAM foi executado em cada um dos setores receptores (23°, 45°, 68°, 90°, 113°, 135°, 158°, 180°, 203°, 225°, 248°, 270°, 293°, 315°, 338° e 360°), com as distâncias de 700, 1500, 3500, 5000 e 10000 metros.

3.8.1 Impactos Via Liberações Atmosféricas

Os caminhos de exposição, via liberações atmosféricas, considerados neste trabalho são de dois tipos: exposição/inalação e consumo, conforme descrito no item 2.4.1.

Os de exposição/inalação são: inalação, nuvem gama, nuvem beta, deposição gama, deposição beta e ressuspensão.

Os de consumo ou ingestão são: carne, leite, derivados do leite, vegetais, raízes e grãos.

3.8.1.1 Reator Nuclear

3.8.1.1.1 Doses Individuais

As doses individuais resultantes da operação do reator nuclear, obtidas para cada setor e distância analisados, são apresentadas na TAB. 3.12.

Analisando-se os resultados, verifica-se que a região compreendida pelos setores NNW 338°, N 360°, NNE 23° e NE 45° apresenta as maiores doses. A maior dose, $6,2 \cdot 10^{-3} \mu\text{Sv}$, é observada no setor NNE 23°, a 700 metros do ponto de liberação, como mostra a TAB. 3.12.

A FIG. 3.5 mostra que os radionuclídeos H-3, Kr-85, Cs-137, Ru-106, Xe-133, Cs-134, I-131 e Co-60 são responsáveis por cerca de 97,0% da dose total individual, sendo que o H-3 é o radionuclídeo que mais contribui (36,0%), seguido do Kr-85 (23,8%) .

Com relação aos caminhos de exposição considerados, a inalação (28,2%) e a nuvem beta são os que contribuem mais significativamente para a dose total individual, como mostra a FIG. 3.6.

TABELA 3.12 - Dose Efetiva Anual Individual em μSv para Descarga Atmosférica do Reator Nuclear.

DOSE EFETIVA ANUAL INDIVIDUAL (μSv) DESCARGA ATMOSFÉRICA REATOR NUCLEAR					
DISTÂNCIAS (m)	700	1500	3500	5000	10000
NNE 22,5°	$6,2 \cdot 10^{-3}$	$3,6 \cdot 10^{-3}$	$2,0 \cdot 10^{-3}$	$1,5 \cdot 10^{-3}$	$7,5 \cdot 10^{-4}$
NE 45°	$5,8 \cdot 10^{-3}$	$3,1 \cdot 10^{-3}$	$1,6 \cdot 10^{-3}$	$1,2 \cdot 10^{-3}$	$6,3 \cdot 10^{-4}$
ENE 67,5°	$3,1 \cdot 10^{-3}$	$1,7 \cdot 10^{-3}$	$9,1 \cdot 10^{-4}$	$7,2 \cdot 10^{-4}$	$4,1 \cdot 10^{-4}$
E 90°	$1,5 \cdot 10^{-3}$	$8,8 \cdot 10^{-4}$	$5,4 \cdot 10^{-4}$	$4,5 \cdot 10^{-4}$	$2,6 \cdot 10^{-4}$
ESE 112,5°	$1,5 \cdot 10^{-3}$	$8,7 \cdot 10^{-4}$	$4,8 \cdot 10^{-4}$	$3,7 \cdot 10^{-4}$	$7,5 \cdot 10^{-4}$
SE 135°	$1,9 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-3}$	$4,5 \cdot 10^{-4}$	$3,2 \cdot 10^{-4}$	$1,5 \cdot 10^{-4}$
SSE 157,5°	$2,5 \cdot 10^{-3}$	$1,3 \cdot 10^{-3}$	$4,9 \cdot 10^{-4}$	$3,3 \cdot 10^{-4}$	$1,5 \cdot 10^{-4}$
S 180°	$2,8 \cdot 10^{-3}$	$1,4 \cdot 10^{-3}$	$4,9 \cdot 10^{-4}$	$3,3 \cdot 10^{-4}$	$1,6 \cdot 10^{-4}$
SSW 202,5°	$3,2 \cdot 10^{-3}$	$1,5 \cdot 10^{-3}$	$5,2 \cdot 10^{-4}$	$3,5 \cdot 10^{-4}$	$1,7 \cdot 10^{-4}$
SW 225°	$3,0 \cdot 10^{-3}$	$1,4 \cdot 10^{-3}$	$4,9 \cdot 10^{-4}$	$3,4 \cdot 10^{-4}$	$1,6 \cdot 10^{-4}$
WSW 247,5°	$3,3 \cdot 10^{-3}$	$1,6 \cdot 10^{-3}$	$5,7 \cdot 10^{-4}$	$3,9 \cdot 10^{-4}$	$1,9 \cdot 10^{-4}$
W 270°	$3,2 \cdot 10^{-3}$	$1,5 \cdot 10^{-3}$	$5,8 \cdot 10^{-4}$	$4,0 \cdot 10^{-4}$	$1,9 \cdot 10^{-4}$
WNW 292,5°	$2,3 \cdot 10^{-3}$	$1,2 \cdot 10^{-3}$	$6,2 \cdot 10^{-4}$	$5,0 \cdot 10^{-4}$	$2,7 \cdot 10^{-4}$
NW 315°	$2,5 \cdot 10^{-3}$	$1,4 \cdot 10^{-3}$	$7,9 \cdot 10^{-4}$	$6,0 \cdot 10^{-4}$	$3,1 \cdot 10^{-4}$
NNW 337,5°	$3,4 \cdot 10^{-3}$	$1,9 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-3}$	$3,2 \cdot 10^{-4}$	$1,7 \cdot 10^{-4}$
N 360°	$5,0 \cdot 10^{-3}$	$2,6 \cdot 10^{-3}$	$1,6 \cdot 10^{-3}$	$1,3 \cdot 10^{-4}$	$7,7 \cdot 10^{-4}$

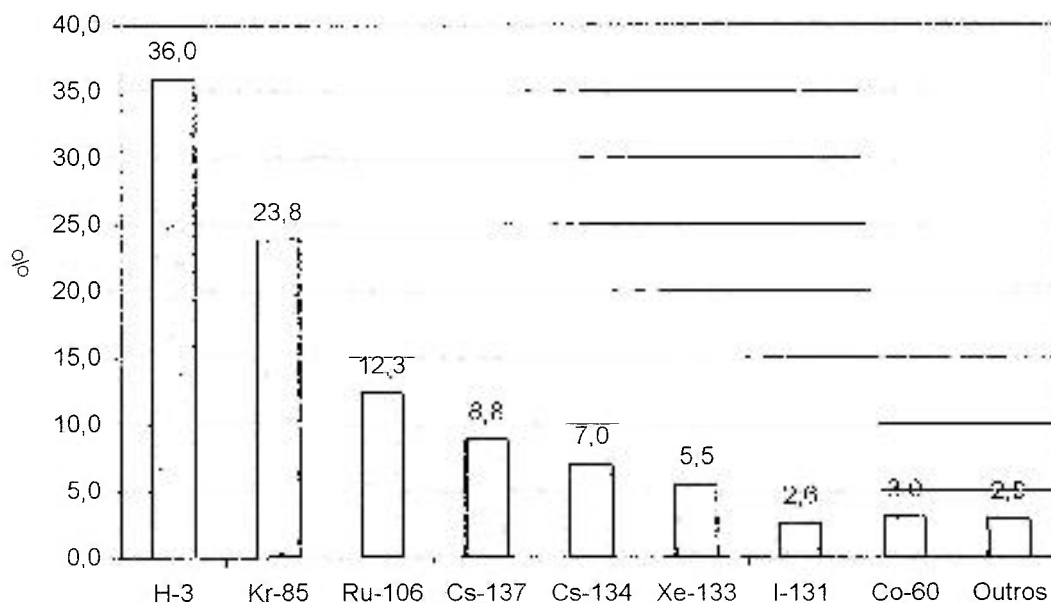


FIGURA 3.5 - Dose Individual para Descarga Atmosférica do Reator nuclear. % de Contribuição Radionuclídeos.

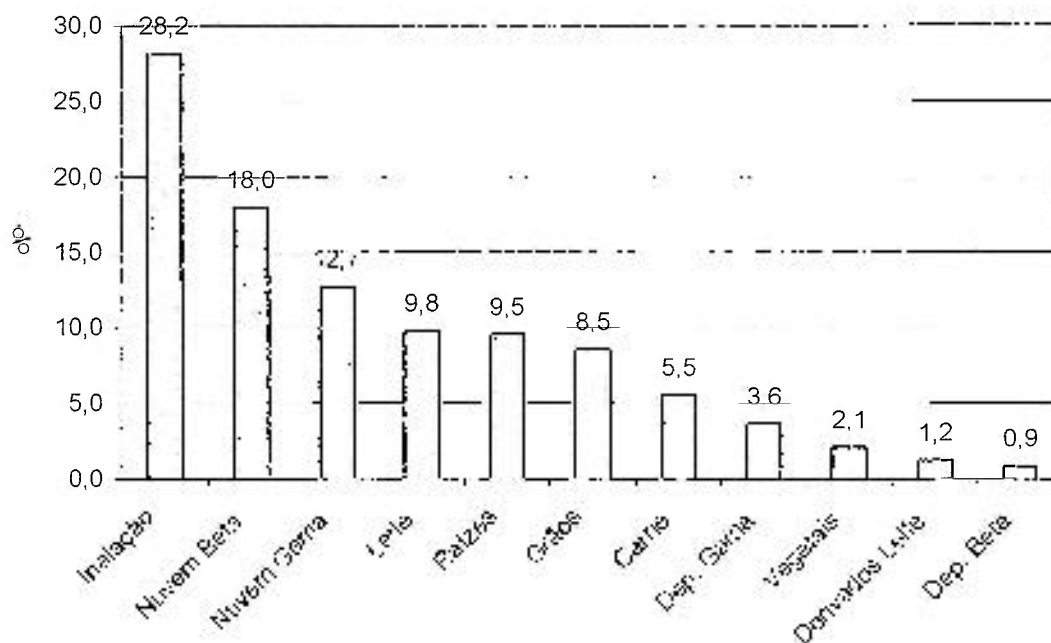


FIGURA 3.6 - Dose Individual para Descarga Atmosférica Reator Nuclear. % de Contribuição Caminhos de Exposição.

3.8.1.1.2 Doses Coletivas

Para descargas atmosféricas, o PC-CREAM calcula uma dose coletiva para toda a população de interesse. Este valor calculado é de $8,2 \cdot 10^{-5}$ homem.Sv.

Analisando-se a FIG. 3.7, observamos que os radionuclídeos H-3, Kr-85, Cs-137, Ru-106, Xe-133, Cs-134, I-131 e Co-60 são responsáveis por cerca de 95,3% do valor da dose total, sendo que o H-3 (29,3%) e o Kr-85 (22%), assim como na dose individual, são os maiores contribuintes.

Os caminhos de exposição que mais contribuem para a dose coletiva são a nuvem gama (19,4%) e a inalação (17%), como mostra a FIG. 3.8.

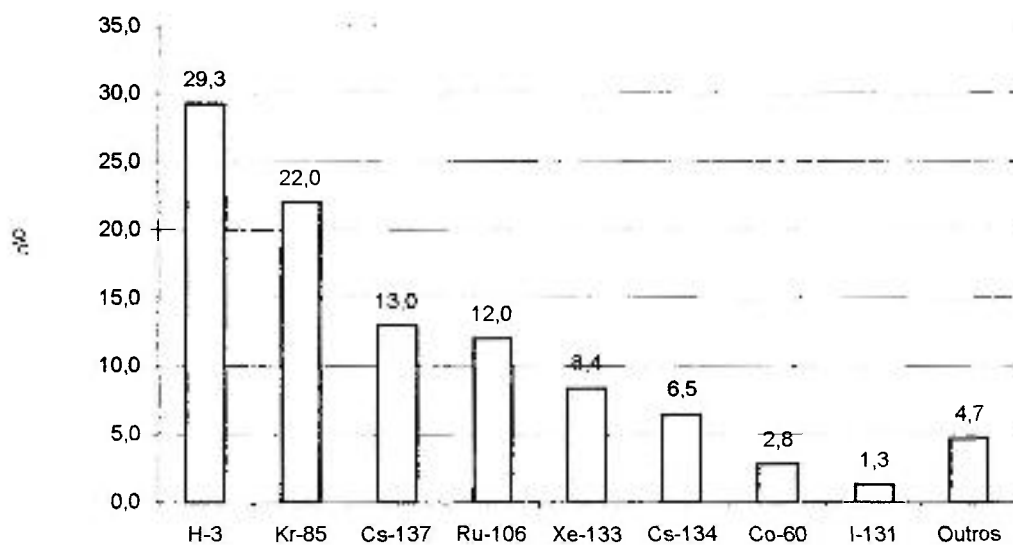


FIGURA 3.7 - Dose Coletiva para Descarga Atmosférica do Reator Nuclear. % de Contribuição dos Radionuclídeos.

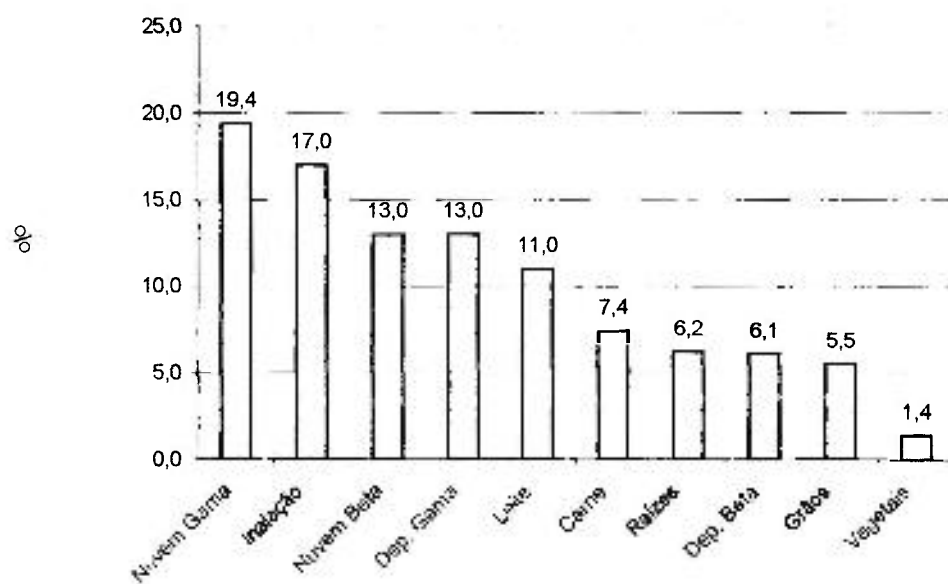


FIGURA 3.8 - Dose Coletiva para Descarga Atmosférica do Reator Nuclear. % de Contribuição dos Caminhos de Exposição.

3.8.1.2 Instalações do Ciclo do Combustível

3.8.1.2.1 Doses Individuais

As doses individuais resultantes da operação do ciclo do combustível, obtidas para cada setor e distância analisados, são apresentadas na TAB. 3.13.

Analisando-se os resultados, verifica-se que para essas instalações, a região compreendida pelos setores NNW 338°, N 360°, NNE 23°, NE 45° e ENE 68°, é a que apresenta as maiores doses. A maior dose, $1,7 \cdot 10^{-2}$ μSv , é observada no setor NNE 23°, a 700 metros do ponto de liberação, como mostra a TAB. 3.13.

A FIG. 3.9, mostra que o U-234 é o radionuclídeo mais crítico liberado por essas instalações.

Com relação aos caminhos de exposição considerados, a inalação é o que contribui mais significativamente para a dose total individual (99,3%), como ilustra a FIG. 3.10.

A TAB. 3.14 mostra a dose efetiva anual individual das instalações do ciclo do combustível (USIDE, LEI, LABMAT e USEXA), para o setor de maior dose (NNE 23°).

Observa-se que a USEXA, quando entrar em operação, deverá contribuir com cerca de 96,3% para a dose individual. As contribuições das instalações de enriquecimento isotópico são praticamente desprezíveis, contribuindo com menos de 1% do total.

TABELA 3.13 - Dose Efetiva Anual Individual em μSv para Descarga Atmosférica das Instalações do Ciclo do Combustível.

DOSE EFETIVA ANUAL INDIVIDUAL (μSv) DESCARGA ATMOSFÉRICA INSTALAÇÕES DO CICLO DO COMBUSTÍVEL					
DISTÂNCIAS (m)	700	1500	3500	5000	10000
NNE 22,5°	$1,7 \cdot 10^{-2}$	$9,8 \cdot 10^{-3}$	$2,9 \cdot 10^{-3}$	$1,7 \cdot 10^{-3}$	$6,3 \cdot 10^{-4}$
NE 45°	$1,4 \cdot 10^{-2}$	$7,9 \cdot 10^{-3}$	$2,5 \cdot 10^{-3}$	$1,5 \cdot 10^{-3}$	$5,6 \cdot 10^{-4}$
ENE 67,5°	$9,3 \cdot 10^{-3}$	$5,6 \cdot 10^{-3}$	$1,8 \cdot 10^{-3}$	$1,1 \cdot 10^{-3}$	$4,1 \cdot 10^{-4}$
E 90°	$6,0 \cdot 10^{-3}$	$3,7 \cdot 10^{-3}$	$1,2 \cdot 10^{-3}$	$7,3 \cdot 10^{-4}$	$2,7 \cdot 10^{-4}$
ESE 112,5°	$4,7 \cdot 10^{-3}$	$2,7 \cdot 10^{-3}$	$8,6 \cdot 10^{-4}$	$5,0 \cdot 10^{-4}$	$7,5 \cdot 10^{-4}$
SE 135°	$3,5 \cdot 10^{-3}$	$1,9 \cdot 10^{-3}$	$5,3 \cdot 10^{-4}$	$3,1 \cdot 10^{-4}$	$1,2 \cdot 10^{-4}$
SSE 157,5°	$3,3 \cdot 10^{-3}$	$1,7 \cdot 10^{-3}$	$4,5 \cdot 10^{-4}$	$2,7 \cdot 10^{-4}$	$1,0 \cdot 10^{-4}$
S 180°	$3,1 \cdot 10^{-3}$	$1,5 \cdot 10^{-3}$	$4,2 \cdot 10^{-4}$	$2,6 \cdot 10^{-4}$	$1,1 \cdot 10^{-4}$
SSW 202,5°	$3,2 \cdot 10^{-3}$	$1,6 \cdot 10^{-3}$	$4,4 \cdot 10^{-4}$	$2,7 \cdot 10^{-4}$	$1,1 \cdot 10^{-4}$
SW 225°	$3,1 \cdot 10^{-3}$	$1,5 \cdot 10^{-3}$	$4,3 \cdot 10^{-4}$	$2,6 \cdot 10^{-4}$	$1,1 \cdot 10^{-4}$
WSW 247,5°	$3,7 \cdot 10^{-3}$	$1,8 \cdot 10^{-3}$	$5,1 \cdot 10^{-4}$	$3,1 \cdot 10^{-4}$	$1,3 \cdot 10^{-4}$
W 270°	$3,8 \cdot 10^{-3}$	$2,0 \cdot 10^{-3}$	$5,6 \cdot 10^{-4}$	$3,4 \cdot 10^{-4}$	$1,4 \cdot 10^{-4}$
WNW 292,5°	$5,9 \cdot 10^{-3}$	$3,5 \cdot 10^{-3}$	$1,1 \cdot 10^{-3}$	$6,6 \cdot 10^{-4}$	$2,5 \cdot 10^{-4}$
NW 315°	$7,1 \cdot 10^{-3}$	$4,1 \cdot 10^{-3}$	$1,2 \cdot 10^{-3}$	$7,3 \cdot 10^{-4}$	$2,7 \cdot 10^{-4}$
NNW 337,5°	$8,9 \cdot 10^{-3}$	$5,0 \cdot 10^{-3}$	$1,5 \cdot 10^{-3}$	$8,9 \cdot 10^{-4}$	$3,3 \cdot 10^{-4}$
N 360°	$1,6 \cdot 10^{-2}$	$9,9 \cdot 10^{-3}$	$3,2 \cdot 10^{-3}$	$1,9 \cdot 10^{-3}$	$7,2 \cdot 10^{-4}$

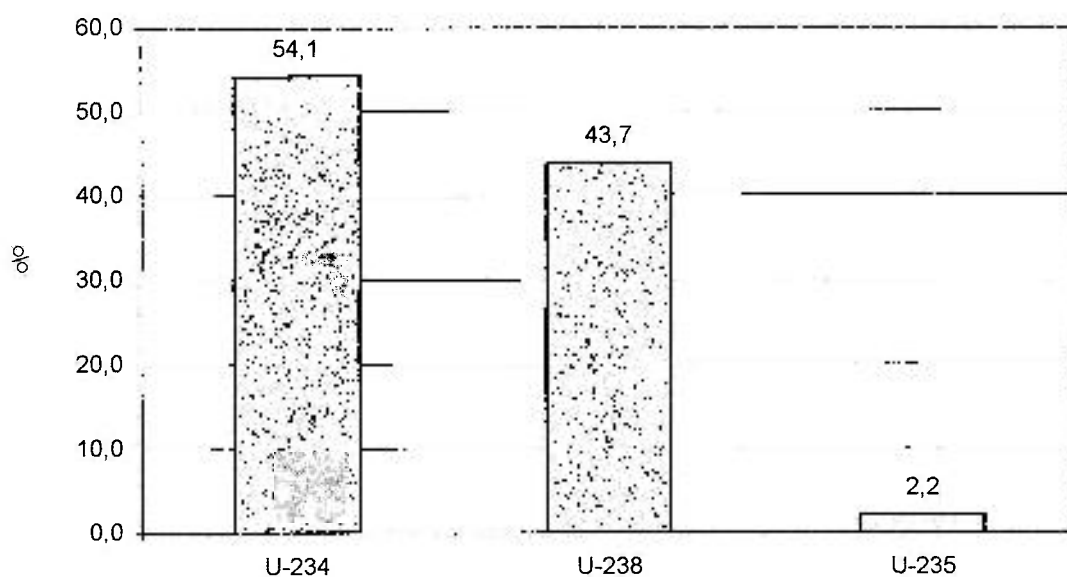


FIGURA 3.9 - Dose Individual para Descarga Atmosférica das Instalações do Ciclo Cbvel. % de Contribuição Radionuclídeos.

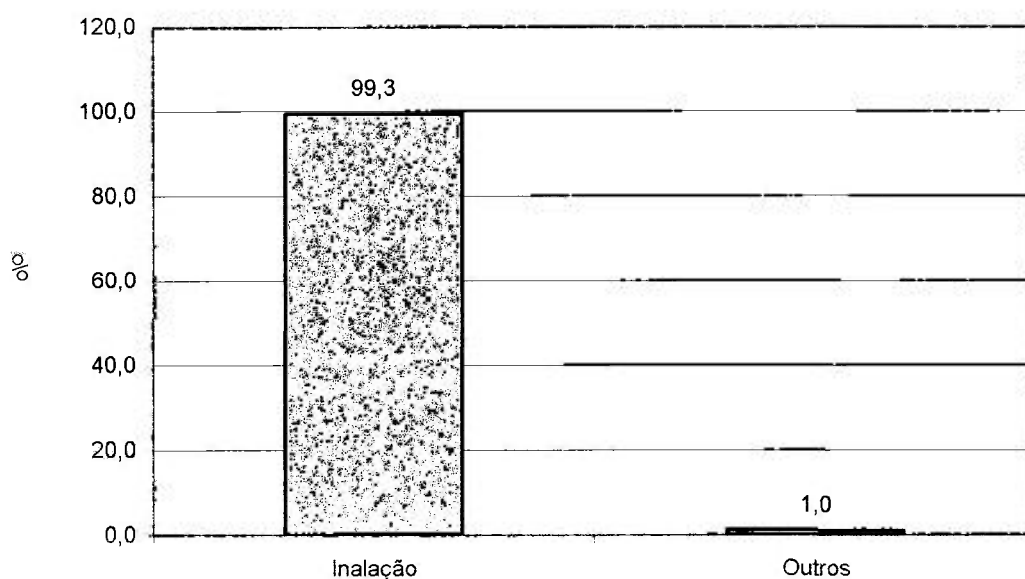


FIGURA 3.10 - Dose Individual para Descarga Atmosférica Instalações Ciclo Cbvel. % de Contribuição Caminhos de Exposição.

TABELA 3.14 - Dose Efetiva Anual Individual, Resultante das Liberações Atmosféricas de Todas as Instalações do Ciclo do Combustível, para o setor NNE 23°, em μSv .

INSTALAÇÃO	DOSE INDIVIDUAL	%
LAEMAT	$5,00.10^{-4}$	3,01
LEI	$1,10.10^{-4}$	0,66
USEXA	$1,60.10^{-2}$	96,3
USIDE	$1,10.10^{-6}$	0,0066
TOTAL	$1,67.10^{-2}$	100

TABELA 3.15 - Dose Efetiva Anual Coletiva, Resultante das Liberações Atmosféricas de Todas as Instalações do Ciclo do Combustível, em homem.Sv.

INSTALAÇÃO	DOSE COLETIVA	%
LAEMAT	$1,40.10^{-6}$	2,87
LEI	$3,10.10^{-7}$	0,64
USEXA	$4,70.10^{-5}$	96,5
USIDE	$3,30.10^{-9}$	0,0068
TOTAL	$4,90.10^{-5}$	100

3.8.1.2.2 Doses Coletivas

A dose coletiva para toda a população de interesse é $4,9 \cdot 10^{-5}$ homem.Sv em todos os setores.

Analisando-se a FIG. 3.11, observamos que o U-234 é o radionuclídeo mais crítico liberado por estas instalações, contribuindo com cerca de 54%.

A inalação é caminho de exposição que contribui mais significativamente para a dose total coletiva (99,0%), como mostra a FIG. 3.12.

A TAB. 3.15 mostra a dose efetiva anual coletiva, resultante das liberações atmosféricas por instalações do ciclo do combustível (USIDE, LEI, LABMAT e USEXA).

Neste caso a USEXA é a instalação que mais contribui (96,5%), e as de enriquecimento isotópico com contribuição quase desprezível.

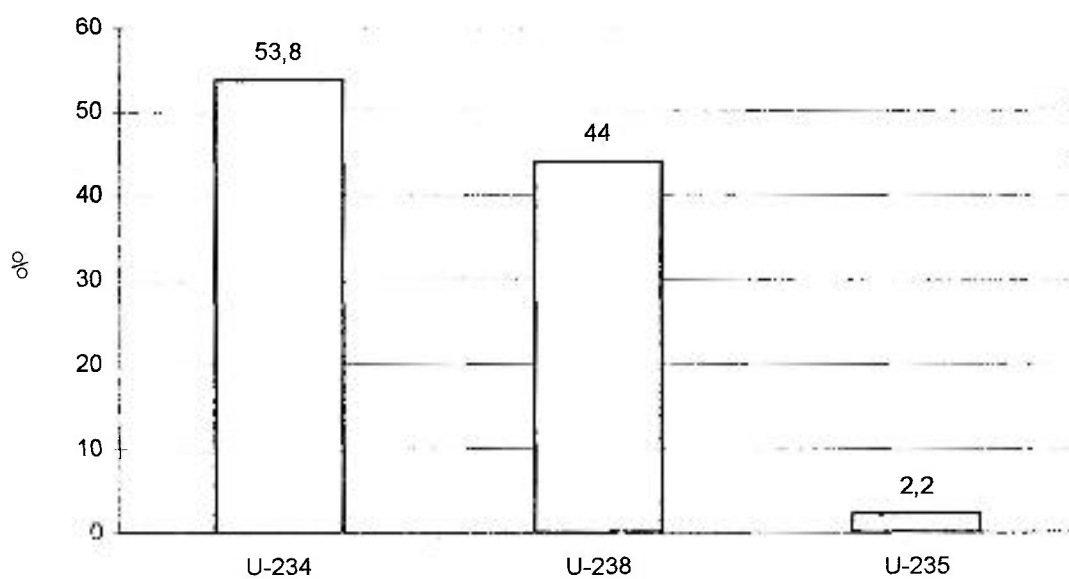


FIGURA 3.11 - Dose Coletiva para Descarga Atmosférica das Instalações do Ciclo Cbvel. % de Contribuição Radionuclídeos.

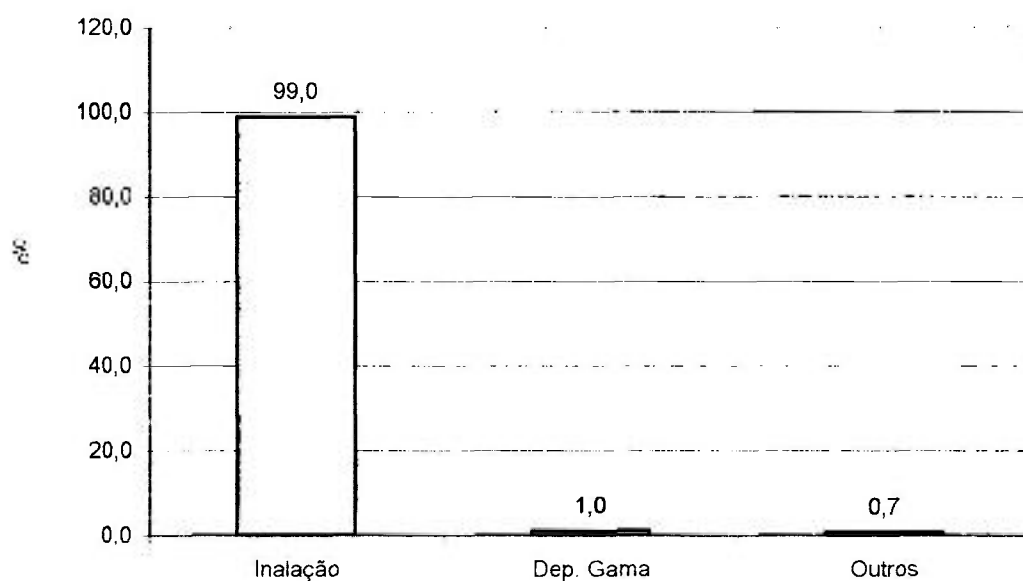


FIGURA 3.12 - Dose Coletiva para Descarga Atmosférica das Instalações do Ciclo Cbvel. % de Contribuição Caminhos de Exposição.

3.8.2 Impactos Via Liberações Aquáticas

A versão do programa PC-CREAM utilizada neste trabalho não calcula doses coletivas resultantes de liberações aquáticas.

Para o cálculo de dose individual, via liberações aquáticas o código PC-CREAM não faz distinção entre setores, obtendo-se assim, um valor médio para toda a região analisada.

Os caminhos de exposição aquáticos considerados neste trabalho são: exposição gama devido aos sedimentos e consumo de peixes.

A ingestão direta de água não foi considerada, pois assumiu-se não haver captação de água potável, além do que a água desse rio não se presta a este fim. Dentro do raio de 10 km a maior parte da população utiliza água de poço para consumo.

A dose devido à radiação beta também não foi considerada, já que esta radiação é absorvida no próprio sedimento, podendo portanto ser desprezada se comparada com a dose resultante da emissão gama.

3.8.2.1 Reator Nuclear

O valor da dose efetiva anual individual, devido à operação do reator nuclear, obtida pelo PC-CREAM é de 5,89 μ Sv.

Para descarga aquática, os radionuclídeos Cs-134, Co-60, Cs-137, Co-58, Nb-95, I-129, Mn-54 e Fe-59 contribuem com cerca de 96,0% para a dose individual total, como podemos observar na FIG. 3.13. Os radionuclídeos Cs-134 (29,1%), Co-60 (26,9%) e Cs-137 (24,1%) são os maiores contribuintes.

A FIG 3.14 mostra que a exposição à radiação gama é o caminho de exposição mais crítico (56%), seguido pelo consumo de peixes (44%).

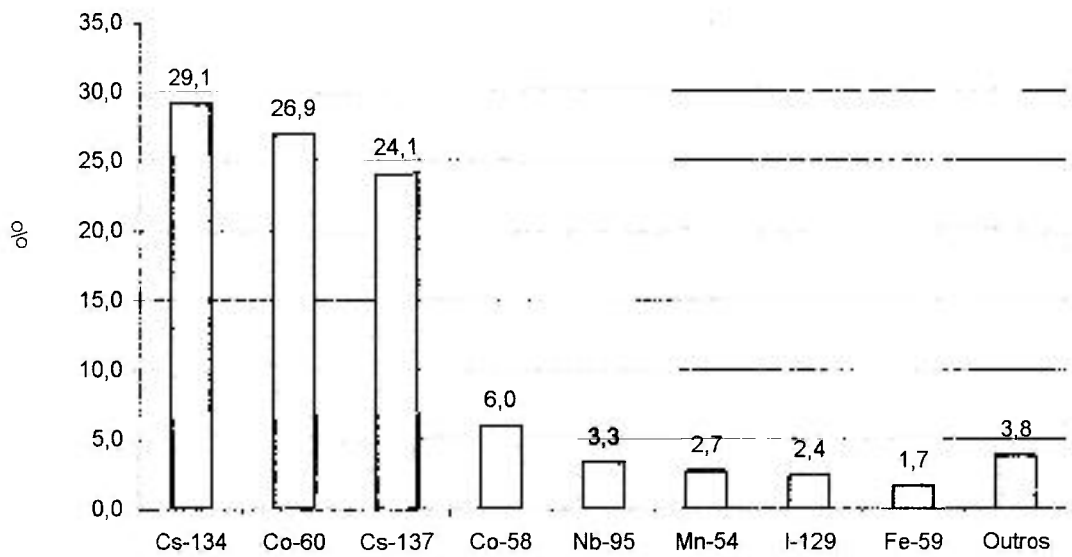


FIGURA 3.13 - Dose Individual para Descarga Aquática do Reator nuclear. % de Contribuição Radionuclídeos.

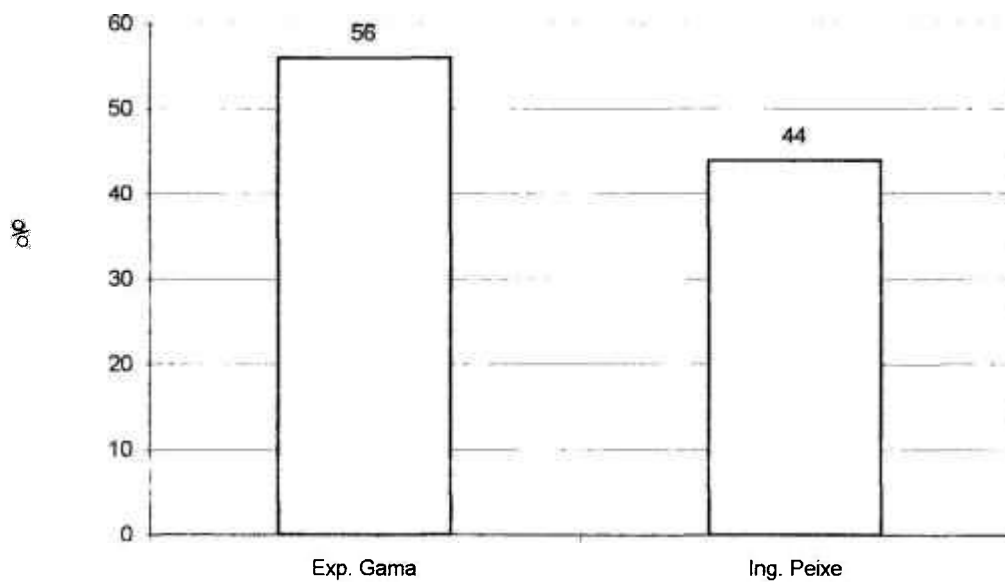


FIGURA 3.14 - Dose Individual para Descarga Aquática do Reator Nuclear. % de Contribuição Caminhos de Exposição.

3.8.2.2 Instalações do Ciclo do Combustível

Para as instalações do ciclo do combustível, o valor da dose efetiva anual individual estimada pelo PC-CREAM é de $4,9 \cdot 10^{-3} \mu\text{Sv}$.

Para descarga aquática, o radionuclídeo U-234 é o que contribui mais significativamente para a dose total (83,2%), como podemos observar na FIG. 3.15.

Analisando-se a FIG 3.16 observamos que a ingestão de peixes é o caminho de exposição mais crítico resultante da liberação aquática dessas instalações (98,6%).

A TAB. 3.16 mostra a dose efetiva anual, por instalação (USIDE, LEI, LABMAT e USEXA).

Neste caso, o LEI é a instalação que mais contribui para a dose total (90,3%).

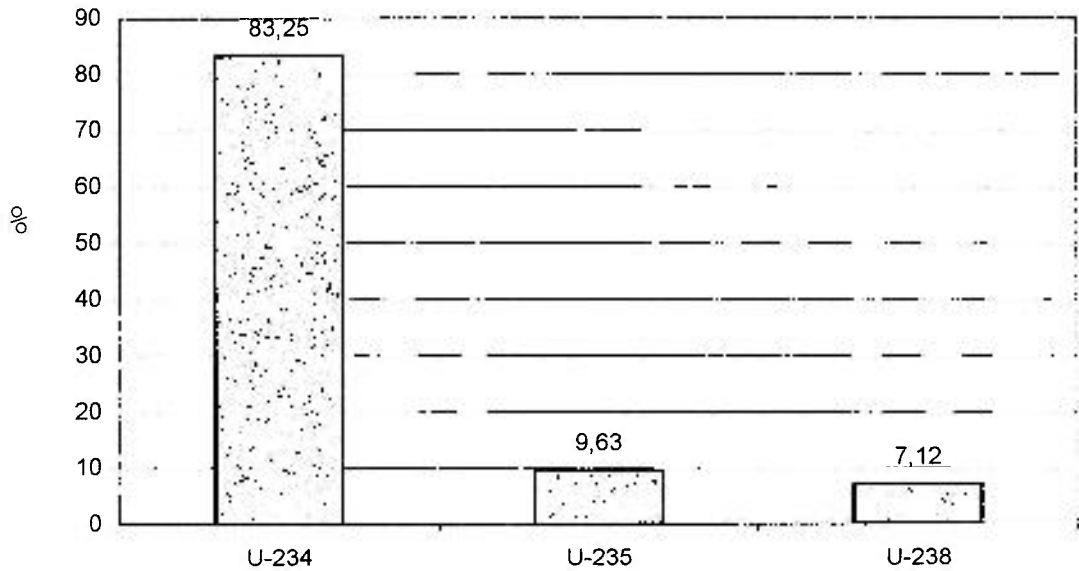


FIGURA 3.15 - Dose Individual para Descarga Aquática das Instalações do Ciclo Cbvel. % de Contribuição Radionuclídeos.

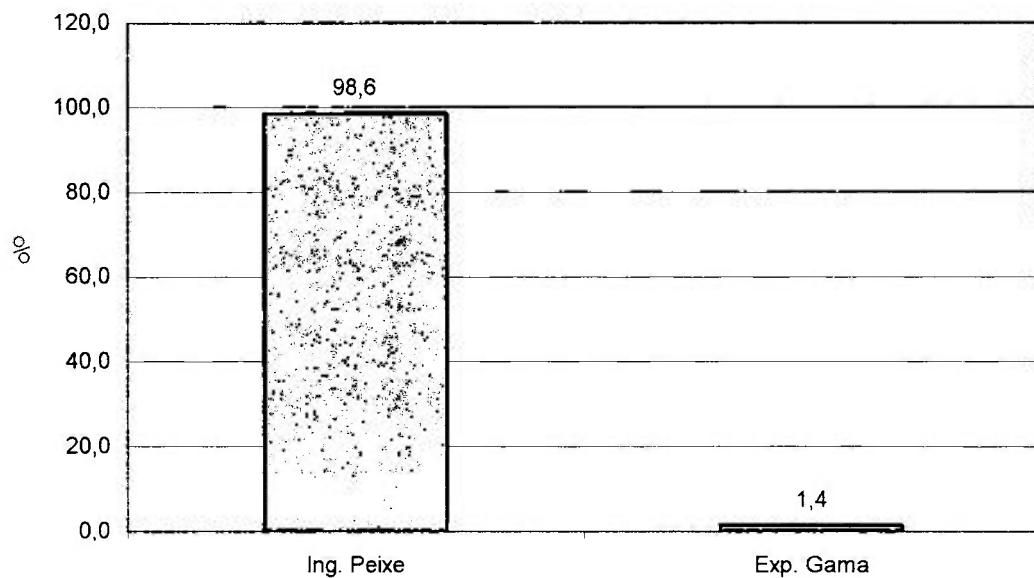


FIGURA 3.16 - Dose Individual para Descarga Aquática das Instalações do Ciclo Cbvel. % de Contribuição Caminhos de Exposição.

TABELA 3.16 - Dose Efetiva Anual, Resultante das Liberações Aquáticas de Todas as Instalações do Ciclo do Combustível (μSv).

INSTALAÇÃO	DOSE INDIVIDUAL	%
LABMAT	$2,1 \cdot 10^{-4}$	4,31
LEI	$4,4 \cdot 10^{-3}$	90,30
USEXA	$1,7 \cdot 10^{-4}$	3,49
USIDE	$9,4 \cdot 10^{-5}$	1,93
TOTAL	$4,9 \cdot 10^{-3}$	100

3.8.3 Grupo Crítico

Levando-se em conta a exposição proveniente de todas as fontes, observamos que o grupo crítico da população analisada deve estar situado na região próxima aos setores NNW 338° e ENE 68°, a uma distância de 700 a 1500 m do ponto de liberação, conforme pode ser observado nas TAB. 3.12 e 3.13.

A TAB. 3.17 apresenta a dose efetiva anual nos indivíduos do grupo crítico, resultante das liberações de efluentes provenientes de todas as instalações consideradas (INAP, USIDE, LEI, LABMAT e USEXA), no setor de maior dose (NNE 23°).

Os resultados mostram que a instalação de conversão de urânio (USEXA) é a que mais contribui para a dose total em relação às liberações gasosas, e o reator nuclear (INAP) é o que mais contribui em relação às liberações aquáticas.

A contribuição da INAP faz com que as liberações aquáticas sejam responsáveis por aproximadamente 99,6% do valor total das doses provenientes de todas as liberações.

Para as liberações gasosas, o caminho de exposição mais crítico é a inalação, já para as liberações aquáticas, este caminho é a exposição gama.

Pela análise dos resultados obtidos através do código PC-CREAM e com as considerações feitas neste trabalho, observa-se que as liberações rotineiras proveniente do conjunto de instalações previstas para o CEA, não oferecem impactos indesejados, uma vez que a dose estimada no grupo crítico (5,9 μ Sv/ano) é muito inferior ao valor limite recomendado pela norma CNEN-NE-3.01, que é de 0,3 mSv/ano.

TABELA 3.17 - Dose Efetiva Anual nos Indivíduos do Grupo Crítico, setor NNE 23°, em μSv .

CAMINHOS DE EXPOSIÇÃO		INSTALAÇÕES						
		INAP	USIDE	LEI	LABMAT	USEXA	DOSE TOTAL	% em relação à dose total
ATMOSFÉRICOS	Nuvem Gama	$7,9 \cdot 10^{-4}$	$8,5 \cdot 10^{-14}$	$8,2 \cdot 10^{-12}$	$3,7 \cdot 10^{-11}$	$9,2 \cdot 10^{-10}$	$7,90 \cdot 10^{-4}$	0,013%
	Inalação	$1,8 \cdot 10^{-3}$	$1,1 \cdot 10^{-6}$	$1,1 \cdot 10^{-4}$	$4,9 \cdot 10^{-4}$	$1,8 \cdot 10^{-2}$	$2,04 \cdot 10^{-2}$	0,345%
	Nuvem Beta	$1,1 \cdot 10^{-3}$	$5,6 \cdot 10^{-14}$	$5,3 \cdot 10^{-12}$	$2,4 \cdot 10^{-11}$	$2,8 \cdot 10^{-9}$	$1,10 \cdot 10^{-3}$	0,019%
	Dep. Gama	$2,2 \cdot 10^{-4}$	$4,1 \cdot 10^{-10}$	$3,9 \cdot 10^{-8}$	$1,8 \cdot 10^{-7}$	$8,8 \cdot 10^{-6}$	$2,29 \cdot 10^{-4}$	0,004%
	Leite	$6,1 \cdot 10^{-4}$	$1,4 \cdot 10^{-9}$	$1,4 \cdot 10^{-7}$	$6,2 \cdot 10^{-7}$	$2,4 \cdot 10^{-5}$	$6,35 \cdot 10^{-4}$	0,011%
	Derivados do Leite	$7,5 \cdot 10^{-5}$	$8,0 \cdot 10^{-10}$	$7,7 \cdot 10^{-8}$	$3,5 \cdot 10^{-7}$	$1,3 \cdot 10^{-5}$	$8,84 \cdot 10^{-5}$	0,001%
	Carne	$3,4 \cdot 10^{-4}$	$2,3 \cdot 10^{-10}$	$2,2 \cdot 10^{-8}$	$1,0 \cdot 10^{-7}$	$3,9 \cdot 10^{-6}$	$3,44 \cdot 10^{-4}$	0,006%
	Raízes	$5,9 \cdot 10^{-4}$	$4,5 \cdot 10^{-10}$	$4,3 \cdot 10^{-8}$	$1,9 \cdot 10^{-7}$	$7,4 \cdot 10^{-6}$	$5,98 \cdot 10^{-4}$	0,010%
	Dep. Beta	$5,4 \cdot 10^{-5}$	0	0	0	0	$5,40 \cdot 10^{-5}$	0,001%
	Ressuspensão	$4,8 \cdot 10^{-7}$	$1,2 \cdot 10^{-9}$	$1,1 \cdot 10^{-7}$	$5,0 \cdot 10^{-7}$	$1,9 \cdot 10^{-5}$	$2,01 \cdot 10^{-5}$	0,000%
	Grãos	$5,3 \cdot 10^{-4}$	$1,5 \cdot 10^{-9}$	$1,5 \cdot 10^{-7}$	$6,6 \cdot 10^{-7}$	$2,5 \cdot 10^{-5}$	$5,56 \cdot 10^{-4}$	0,009%
	Vegetais	$1,3 \cdot 10^{-4}$	$1,6 \cdot 10^{-9}$	$1,5 \cdot 10^{-7}$	$6,8 \cdot 10^{-7}$	$2,6 \cdot 10^{-5}$	$1,57 \cdot 10^{-4}$	0,003%
TOTAL GASOSO		$6,2 \cdot 10^{-3}$	$1,1 \cdot 10^{-6}$	$1,1 \cdot 10^{-4}$	$4,9 \cdot 10^{-4}$	$1,8 \cdot 10^{-2}$	$2,48 \cdot 10^{-2}$	0,42%
LÍQUIDOS	Exp. Gama	3,3	$1,09 \cdot 10^{-6}$	$5,13 \cdot 10^{-5}$	$2,46 \cdot 10^{-6}$	$2,65 \cdot 10^{-6}$	3,3	55,75%
	Peixe	2,59	$9,31 \cdot 10^{-5}$	$4,35 \cdot 10^{-3}$	$2,09 \cdot 10^{-4}$	$1,74 \cdot 10^{-4}$	2,59	43,83%
TOTAL LÍQUIDO		5,89	$9,42 \cdot 10^{-5}$	$4,4 \cdot 10^{-3}$	$2,12 \cdot 10^{-4}$	$1,77 \cdot 10^{-4}$	5,9	99,58%
TOTAL		5,90	$9,53 \cdot 10^{-5}$	$4,51 \cdot 10^{-3}$	$7,05 \cdot 10^{-4}$	$1,83 \cdot 10^{-2}$	5,9	100,00%

4 CONCLUSÕES

O objetivo deste trabalho foi o de estudar as conseqüências radiológicas resultantes de liberações rotineiras de um complexo operando várias instalações nucleares, incluindo plantas do ciclo do combustível e um reator nuclear.

O método empregado foi desenvolvido pelo National Radiological Protection Board (SIMMONDS, J. R.; LAWSON, G.; MAYALL, A., 1995) juntamente com a Comunidade Européia, e implementado no programa de computador PC-CREAM.

Os resultados obtidos, tendo o CEA como um estudo de caso, mostram a potencialidade da aplicação do método a centros nucleares dessa natureza e complexidade.

A modelagem considerou os impactos devidos a liberações atmosféricas e aquáticas, associando-as às características regionais de distribuição populacional e de consumo de alimentos.

Foi possível identificar os principais caminhos de exposição à radiação, os radionuclídeos de maior importância e a contribuição de cada instalação na avaliação das doses na população circunvizinha ao sítio.

Usando as características regionais da região de interesse, foi possível avaliar doses nos diversos setores e localizar a área onde ocorre as maiores doses, identificando dessa forma membros da população que podem ser considerados como pertencentes ao "grupo crítico".

Embora a aplicação do código PC-CREAM possa ser considerada satisfatória, algumas limitações foram encontradas. O modelo de exposição aquática, por exemplo, não avalia doses coletivas. Outra limitação não permite descrever

o curso do rio nos setores da região de interesse. O código também não permite mais do que cinco pontos de liberação de efluentes gasosos, o que limita o número de instalações que podem ser avaliadas simultaneamente.

Os resultados obtidos no estudo de caso devem ser analisados considerando-se as limitações dos dados disponíveis sobre a liberação rotineira de efluentes, principalmente das instalações que, a princípio, causariam maior impacto (reator nuclear e usina de produção de hexafluoreto de urânio). Essas instalações ainda se encontram em fase de projeto ou em construção, de modo que seus termos fontes ambientais poderão sofrer reavaliações, em função do desenvolvimento desses projetos.

No que se refere à dose de radiação, os resultados encontrados mostram que a operação conjunta dessas instalações não deve causar impactos significativos nas populações vizinhas ao sítio. A dose efetiva anual individual, estimada em $5,9 \mu\text{Sv}$, é da ordem de 50 vezes menor que o limite de dose recomendado para o grupo crítico devido as descargas de efluentes radioativos (CNEN-NE-3.01, 1986).

Deve-se notar que num processo formal de licenciamento, o proponente deve submeter a CNEN um estudo equivalente ao desenvolvido neste estudo, com os dados necessários para que a mesma possa fazer uma avaliação independente. Portanto, a liberação de efluentes é uma atividade controlada e fiscalizada pela CNEN de modo que a operação de instalações nucleares não venham causar impactos inaceitáveis ao meio ambiente e população.

Para trabalhos futuros sugere-se explorar algumas linhas de ação. São elas:

- 1) Estudo comparativo com outros códigos disponíveis. O código GENII-S, desenvolvido pela SANDIA (SANDIA, 1993) poderia ser usado para esse fim.

2) Desenvolvimento de um programa próprio utilizando o método descrito na CSA (1987). Uma das dificuldades encontradas neste trabalho foi a impossibilidade de acesso ao código fonte do PC-CREAM, o que impede alterações de alguns parâmetros e modelos padrões existentes no programa.

ANEXO - INTERFACES GRÁFICAS DOS MÓDULOS COMPONENTES DO PC-CREAM

O PC-CREAM opera em ambiente Microsoft Windows®, o que torna seu uso amigável e intuitivo.

As interfaces gráficas do código consistem em uma série de menus e janelas, que mostram os diferentes aspectos da liberação atmosférica e aquática.

As FIG. numeradas de 1 a 6 mostram as interfaces gráficas dos módulos componentes do PC-CREAM.

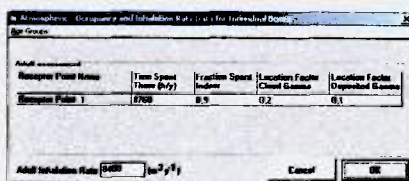
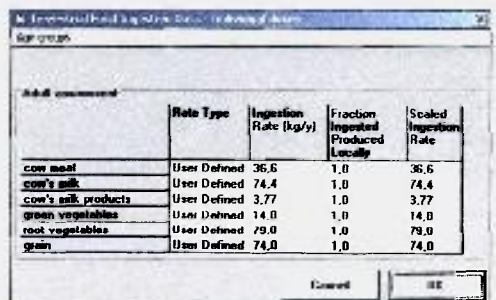
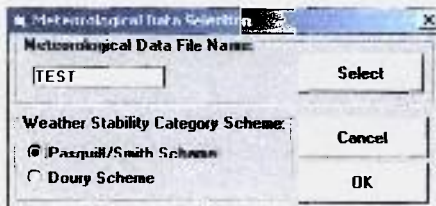
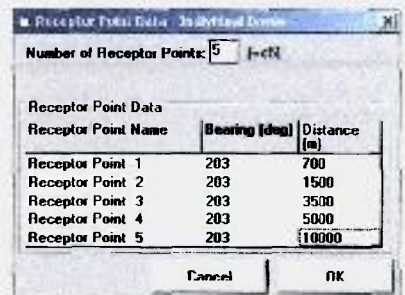
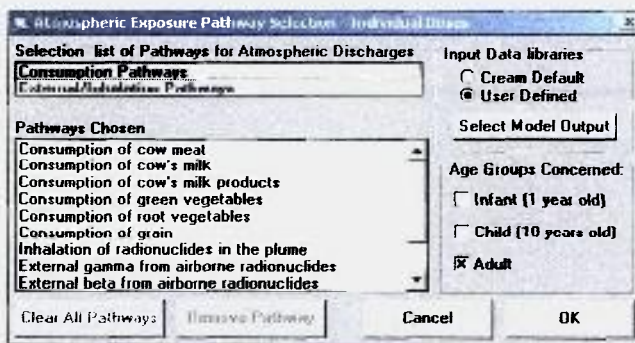
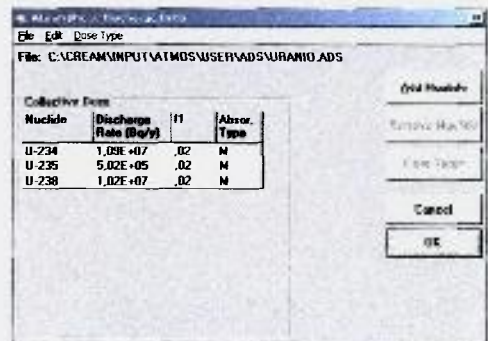
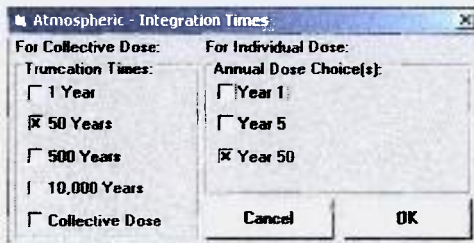
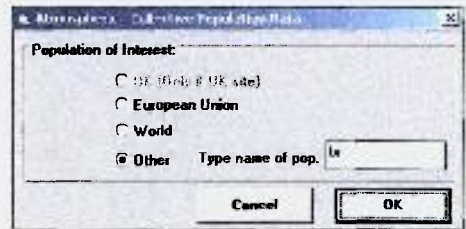
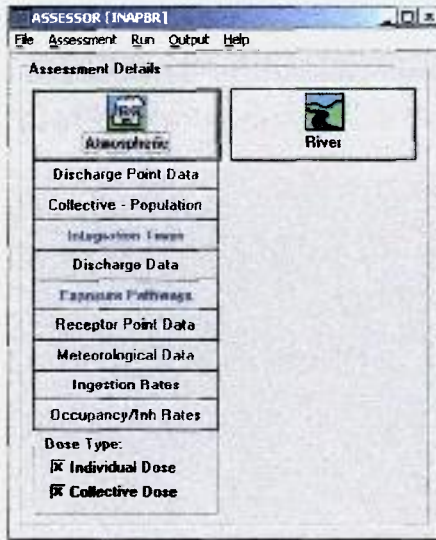


FIGURA 1 - Interfaces gráficas do módulo ASSESSOR - Descarga Atmosférica.

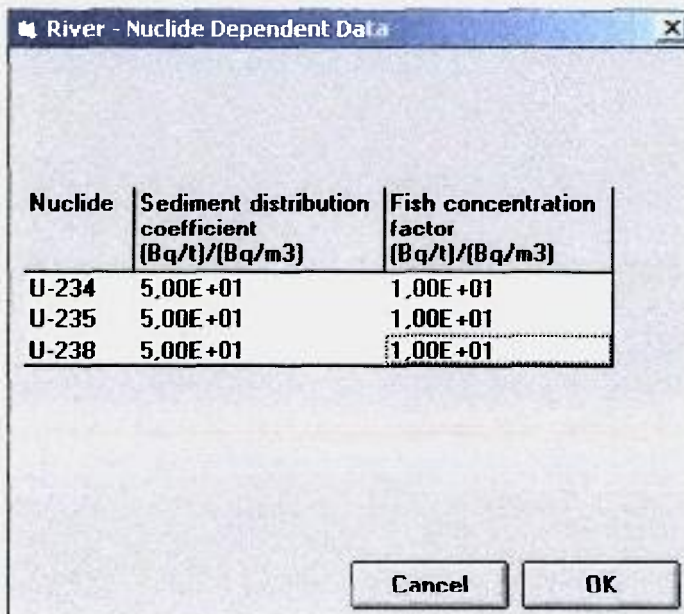
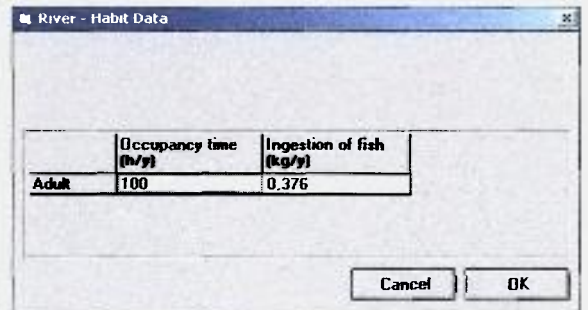
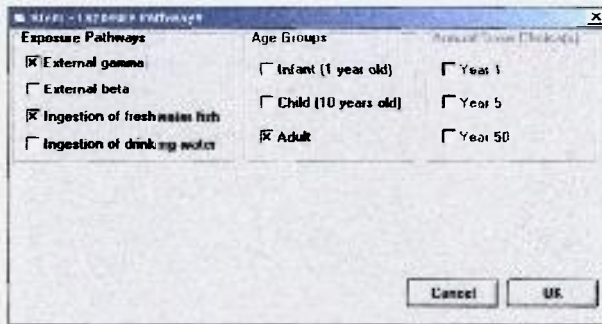
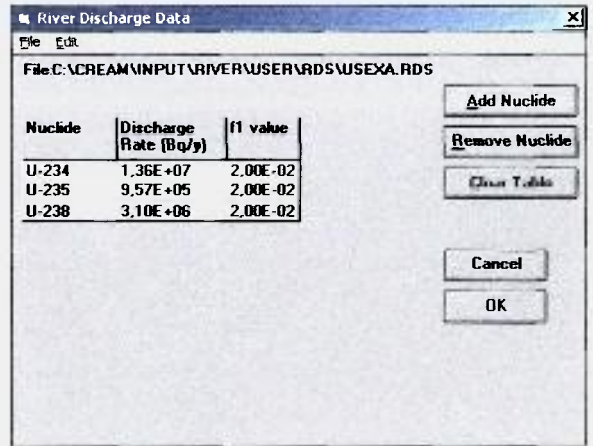
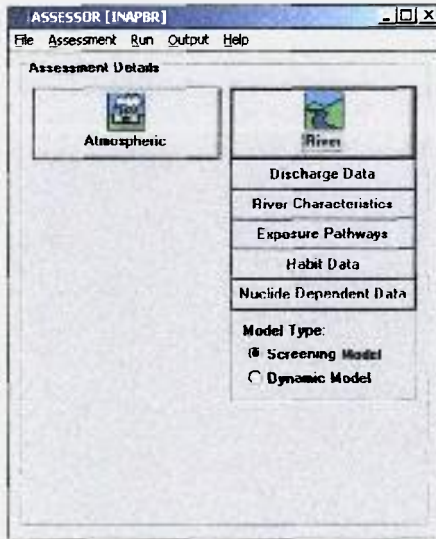


FIGURA 2 - Interfaces gráficas do módulo ASSESSOR - Descarga Aquática.

Other Information

Site Details

Site Name: Effective Release Height (m):

Distance Data

Number of Distances:

	Distance (km)
1	1
2	2
3	3
4	4
5	5
6	10

Wind Data

Uniform

Site Specific Met. Data

File:

Roughness Length

0.01m

0.04m

0.10m

0.30m

0.40m

1.00m

4.00m

Stability Category Classification Scheme

Pasquill Hosker Doury

Discharge Data

File

Select Nuclide 48 nuclides selected (40 parents and 8 daughters):

AC-227

AC-228

AM-241

AM-242

AM-243

AM-244

AM-244M

AR-41

AS-76

BI-210

BI-211

BI-212

BI-214

BR-82

C-14

CM-242

CM-243

CM-244

CM-245

CO-57

CS-138

EU-152

Add Nuclide

Remove Nuclide

Remove All

Nuclide	Discharge Rate (Bq/s)	Deposition Velocity (10^{-3}ms^{-1})	Washout Coeff (10^{-4}s^{-1})
CS-134	1.	1.	1.
CS-136	1.	1.	1.
CS-137+D	1.	1.	1.
H-3	1.	0	0
I-129	1.	10.	1.
I-131	1.	10.	1.
I-132	1.	10.	1.
I-133	1.	10.	1.
I-134	1.	10.	1.
I-135	1.	10.	1.
KR-85	1.	0	0
KR-85M	1.	0	0
KR-85	KR-85M	0	0
KR-87	1.	0	0

FIGURA 3 - Interfaces gráficas do módulo PLUME.

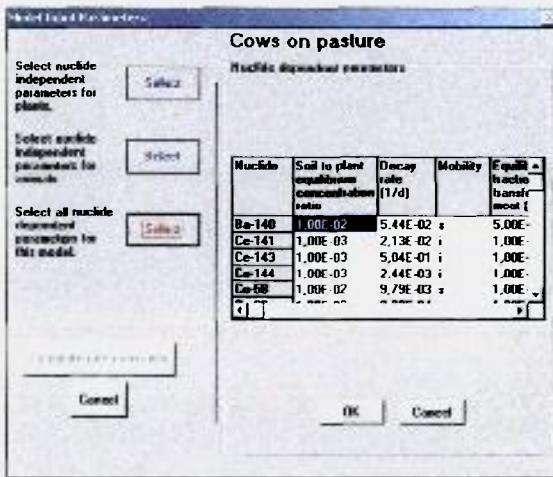
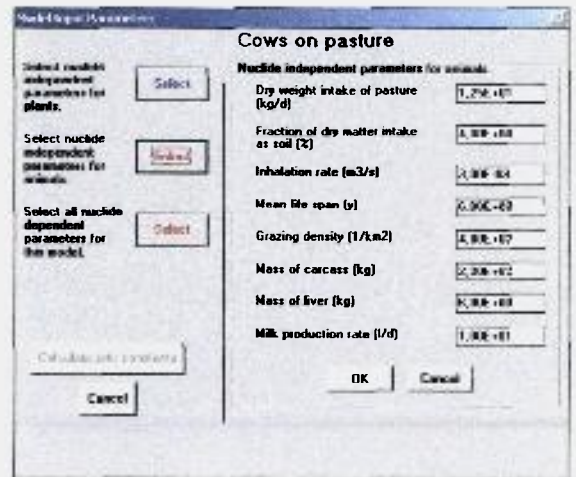
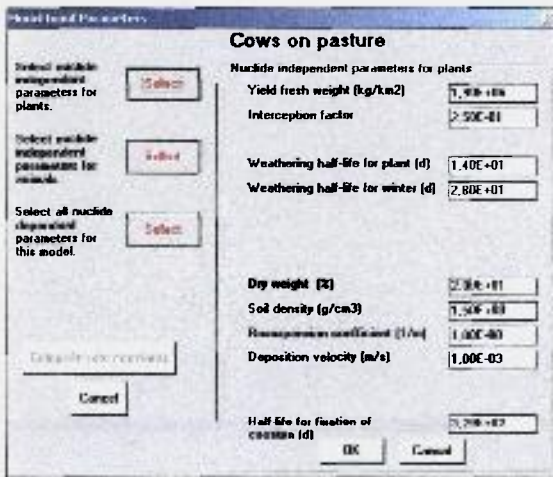
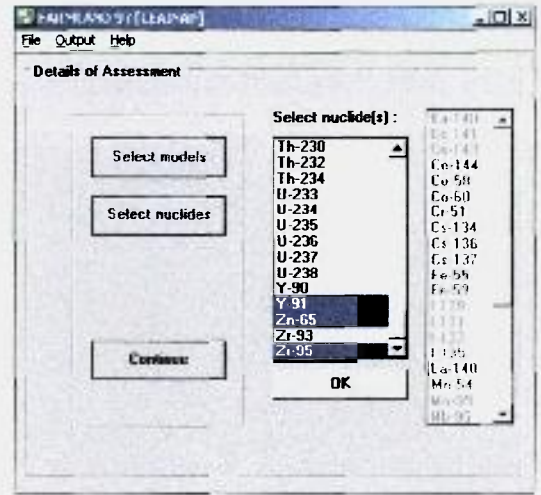


FIGURA 4 - Interfaces gráficas do módulo FARMLAND.

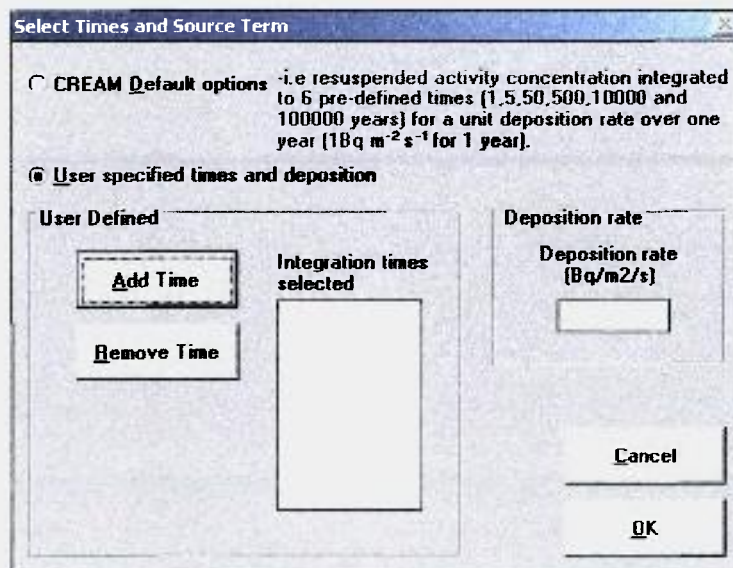
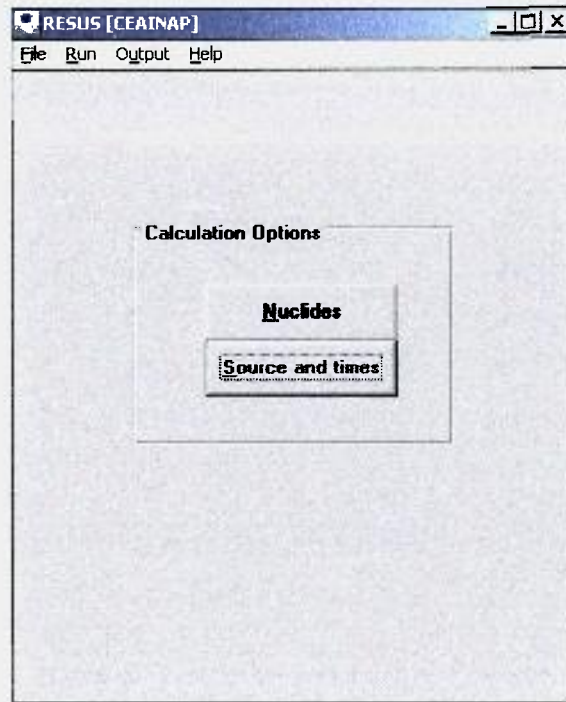


FIGURA 5 - Interfaces gráficas do módulo RESUS.

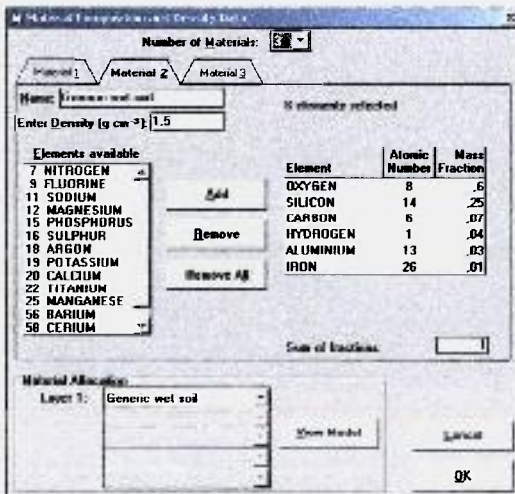
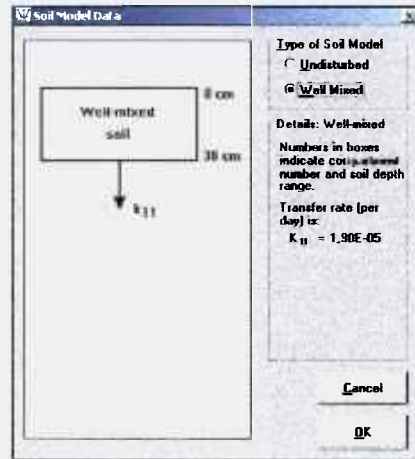
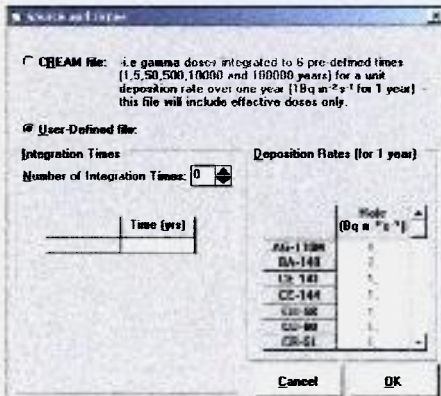
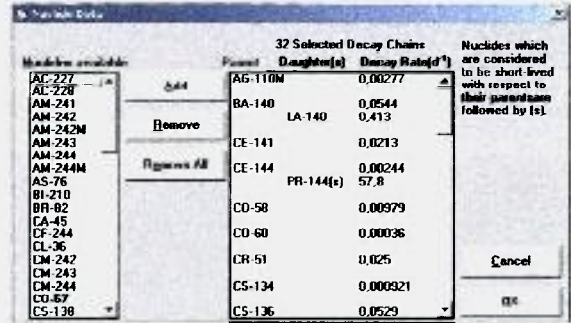
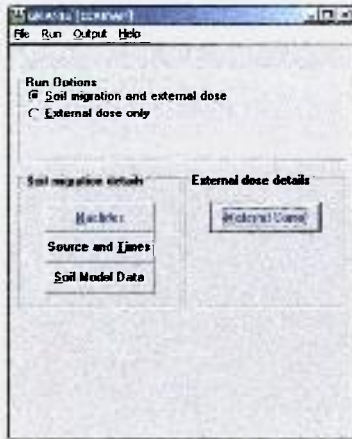


FIGURA 6 - Interfaces gráficas do módulo GRANIS.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

1. AGROCARNES.COM.BR. Disponível em:
<<http://www.agrocarnes.com.br/carnes.html>>. Acesso em: 02 jun. 2002.
2. AMERICAN NATIONAL STANDARD. "Radioactive Source Term for Normal Operation of Light Water Reactors". (ANSI/ANS-1984)
3. AMERICAN NATIONAL STANDARD. "Radioactive Waste Technology". Edited by A. Alan Moghissi; Herschel W. Godbee and Sue A. Hobart. (ANS/1986)
4. CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION. "Guidelines for Calculating Derived Release Limits for Radioactive Material in Airborne and Liquid Effluents for Normal Operation of Nuclear Facilities". August, 1987. (CAN/CSA-N288.1-M87)
5. CENTRO DE EXCELÊNCIA EM LATICÍNIOS. Disponível em:
<<http://www.cel.org.br/carnes.html>>. Acesso em: 02 jun. 2002.
6. COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. "Diretrizes Básicas de Radioproteção". CNEN-NE-3.01. Novembro, 1986.
7. EMBRAPA. Centro Nacional de Pesquisa de Gado de Leite (Juiz de Fora - MG). Disponível em:
<<http://www.cnpql.embrapa.br/producao>>. Acesso em: 02 jun. 2002.
8. FERREIRA, N. L. D.. "Avaliação das Conseqüências Radiológicas de Acidentes em Reatores de Pesquisa." 1992. Dissertação (Mestrado) - Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares, São Paulo.
9. FERREIRA, N. L. D.. "Doses no Grupo Crítico/CEA Devido à Operação do LEI, da USIDE e do LABMAT. Anais do V Encontro Nacional de Aplicações Nucleares, Rio de Janeiro, 15 a 20 de Outubro de 2000, Rio de Janeiro, 2000.
10. FUNDAÇÃO INSTITUTO BRASILEIRO DE GEOGRAFIA E ESTATÍSTICA. "Recenseamento Geral do Brasil, 1990". Censo Demográfico: Boletim Resumo - CD1.10. 1990.
11. INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES. Hiromoto, G.; Jacomino, V. M. F.; Venturini, L.; Moreira, S. R. D.; Gordon, A. M. P. L.; Duarte, C. L.; Pecequilo, B. R. S.; Mazzilli, B. P.. "Programa de Monitoração Ambiental da Usina de Enriquecimento de Urânio Almirante Álvaro Alberto". Publicação IPEN 233. São Paulo. Novembro, 1988.

12. INSTITUTO DE PESQUISAS ENERGÉTICAS E NUCLEARES. LESLIE. "Relatório Preliminar de Análise de Segurança". Relatório Interno nº IPEN LI01-0999-004-IPEN-01-00. São Paulo, 1997.
13. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. "Generic Models and Parameters for Assessing the Environmental Transfer of Radionuclides from Routine Releases: Exposure of Critical Groups". Safety Series 57. Vienna, 1982.
14. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. "Atmospheric Dispersion Models for Application in Relation to Radionuclide Releases". IAEA - TECDOC-379. Vienna, 1986.
15. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. "Concept and Approaches Used in Assessing Individual and Collective Doses from Releases of Radioactive Effluents". IAEA - TECDOC-460. Vienna, 1988.
16. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. "Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (1985 Edition) - Third Edition (As Amended 1990)". Safety Series 37. Vienna, 1990.
17. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. "Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment. Safety Reports Series 19. Vienna, 2001.
18. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. "1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection". ICRP 60. November, 1990.
19. INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. "Age - Dependent Doses to Members of the Public from Intakes of Radionuclides: Part 5, Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients". ICRP Publication 72, Ann. ICRP 26 - No. 1, 1996.
20. LITTLE, C. A. AND MILLER, C. W.. "The Uncertainty Associated with Selected Environmental Transport Models". ORNL-5528. November, 1979.
21. MAYALL, A. et alii. "PC-CREAM 97 - Installing and Using the PC System for Assessing the Radiological Impact of Routine Releases - CEC". June, 1997. (EUR 17791 EN)
22. RELATÓRIO DE IMPACTO AMBIENTAL - RIMA. "Centro Experimental Aramar". Centro Tecnológico da Marinha em São Paulo. São Paulo, 1997.
23. SANDIA NATIONAL LABORATORIES. SANDIA REPORT. C. D. Leigh, B. M. Thompson, J. E. Campbell, D. E. Longsine, R. A. Kennedy, B. A. Napier. "User's Guide for GENII-S: A Code for Statistical and Deterministic Simulations of Radiation Dose to Humans from Radionuclides in the Environment. SAND91 - 0561 . UC - 721. April, 1993.

24. SIMMONDS, J. R., LAWSON, G. AND MAYALL, A. "Methodology for Assessing the Radiological Consequences of Routine Releases of Radionuclides to the Environment - CEC" . Luxemburg, 1995. (EUR 15760 EN)
25. U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. "Sequoyah Uranium Hexafluoride Plant (DOCKET n° 40 8027): Final Environmental Statement". NUREG 75 007. February, 1975.

BIBLIOGRAFIA RECOMENDADA

1. INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. "Evaluating the Reliability of Predictions Made Using Environmental Transfer Models". Safety Series 100. Vienna, 1989.
2. U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. "Radiological Assessment - A Textbook on Environmental Dose Analysis". Edited by John E. Till and H. Robert Meyer. September, 1983. (NUREG/CR-3332).