

AVALIAÇÃO CRÍTICA DOS REQUISITOS DE SEGURANÇA E
RADIOPROTEÇÃO ADOTADOS PARA O TRANSPORTE DE MINÉRIOS E
CONCENTRADOS QUE CONTÊM URÂNIO E TÓRIO

Arnaldo Mezrahi

TESE SUBMETIDA AO CORPO DOCENTE DA COORDENAÇÃO DOS
PROGRAMAS DE PÓS-GRADUAÇÃO DE ENGENHARIA DA UNIVERSIDADE
FEDERAL DO RIO DE JANEIRO COMO PARTE DOS REQUISITOS
NECESSÁRIOS PARA A OBTENÇÃO DO GRAU DE DOUTOR EM CIÊNCIAS
EM ENGENHARIA NUCLEAR

Aprovada por:

Profa. Verginia Reis Crispim, D.Sc.

Dr. Paulo Fernando Lavalle Heilbron Filho, D.Sc.

Prof. Antonio Carlos Alvim, Ph.D.

Dr. Jesús Salvador Pérez Guerrero, D.Sc.

Dra. Ana Maria Xavier, Ph.D.

Prof. Renato Machado Cotta, Ph.D.

RIO DE JANEIRO, RJ - BRASIL

MARÇO DE 2005

MEZRAHI, ARNALDO

Avaliação Crítica dos Requisitos de Segurança e Radioproteção Adotados para o Transporte de Minérios e Concentrados que Contêm Urânio e Tório [Rio de Janeiro] 2005

VIII, 132 p. 29,7 cm (COPPE/UFRJ, D.Sc., Programa de Engenharia Nuclear, 2005

Tese – Universidade Federal do Rio de Janeiro, COPPE

1. Transporte de Material Radioativo.

I. COPPE/UFRJ II. Título (série)

DEDICATÓRIA

Dedico este trabalho aos meus pais, Aron Mezrahi e Dina Moscovitz Mezrahi, pelo grande empenho na educação dos filhos.

AGRADECIMENTOS

Gostaria de agradecer a ajuda, direta ou indireta, na elaboração desta tese, em primeiro lugar, à Professora Dra. Verginia Reis Crispim, pela sua atenção e competência acadêmica, respeito e paciência durante o meu doutoramento.

Ao Dr. Paulo Fernando Lavalle Heilbron Filho, pelo processo de organização das idéias, condução de orientações, sempre com uma palavra de estímulo. Sua presença foi fundamental para que esta etapa pudesse ser concluída. Obrigado, Paulinho!

Agradeço ao Professor Dr. Antônio Carlos Alvim, pelos comentários, críticas e sugestões apresentadas por ocasião do exame de qualificação.

Agradeço, também, a todos os professores, dos quais tive o privilégio de ser aluno, nos Programas da COPPE, onde cursei disciplinas.

Finalmente, agradeço à Comissão Nacional de Energia Nuclear, tanto pela liberação em tempo parcial, como pelas oportunidades, a mim concedidas, de aprendizado e aquisição de experiência profissional, fundamentais à consecução deste trabalho.

Resumo da tese apresentada à COPPE/UFRJ como parte dos requisitos necessários para a obtenção do grau de Doutor em Ciências (D.Sc.)

AVALIAÇÃO CRÍTICA DOS REQUISITOS DE SEGURANÇA E
RADIOPROTEÇÃO ADOTADOS PARA O TRANSPORTE DE MINÉRIOS E
CONCENTRADOS QUE CONTÊM URÂNIO E TÓRIO

Arnaldo Mezrahi

Março/2005

Orientadora: Profa. Verginia Reis Crispim, D.Sc.

Programa: Engenharia Nuclear

Este trabalho avalia, de forma crítica, as recomendações de segurança e radioproteção estabelecidas pela AIEA, adotadas nacional e internacionalmente, para o transporte de minérios e concentrados contendo urânio e tório, denominados, para efeito de transporte, como materiais de Baixa Atividade Específica do tipo I, BAE-I, baseando-se em um modelo dosimétrico mais realistas, para a determinação de níveis máximos de exposição e conteúdos permissíveis desses materiais em embalagens e meios de transporte.

Os resultados obtidos, que levaram em conta o modelo dosimétrico previsto pelos regulamentos da AIEA, apontaram para uma necessidade de serem mais bem justificados os requisitos ora recomendados por aquela Agência ou, ainda, que um pedido de revisão desses regulamentos seja feito, em especial, nos aspectos pertinentes ao transporte de minérios e concentrados que contêm urânio e tório.

Abstract of Thesis presented to COPPE/UFRJ as a partial fulfillment of the requirements for the degree of Doctor of Sciences (D.Sc.)

CRITICAL EVALUATION OF SAFETY AND RADIOLOGICAL PROTECTION
REQUIREMENTS ADOPTED FOR THE TRANSPORT OF URANIUM AND
THORIUM ORES AND CONCENTRATES

Arnaldo Mezrahi

March/2005

Advisor: Verginia Reis Crispim, D.Sc.

Department: Nuclear Engineering

This work evaluates in a critical way the safety and radiological protection recommendations established by the International Atomic Energy Agency – IAEA adopted national and internationally, for the transport of uranium and thorium ores and concentrates, known according the transport regulations, as being of the Low Specific Activity Material Type-I, LSA-I, basing on more realistic dosimetric model, aiming at the determination of maximum exposure levels of radiation as well as the maximal contents of those materials in packages and conveyance.

The obtained results, that took into account the dosimetric model foreseen by the regulations of the AIEA, pointed out for a need of a better justification of the requirements edited by the Agency or should be used to support a request of revision of those regulations, national and internationally adopted, in the pertinent aspects of the transport of uranium and thorium ores and concentrates.

ÍNDICE

CAPÍTULO I – INTRODUÇÃO	1
I.1 – GENERALIDADES	1
I.2 – OBJETIVOS DO TRABALHO	2
I.3 – REVISÃO BIBLIOGRÁFICA	4
I.4 – ESTADO DA ARTE	8
CAPÍTULO II – MATERIAIS SELECIONADOS	11
II.1 - CONSIDERAÇÕES SOBRE O URÂNIO NO BRASIL E NO MUNDO	11
II.2 - CONSIDERAÇÕES SOBRE O TÓRIO NO BRASIL E NO MUNDO	14
II.3 – MINERAIS DE URÂNIO E TÓRIO	16
II.4 – MINERAIS CONTENDO URÂNIO E TÓRIO ASSOCIADOS	20
CAPÍTULO III - CONCEITOS FUNDAMENTAIS DOS REGULAMENTOS DE TRANSPORTE	30
III.1 – CONSIDERAÇÕES INICIAIS	30
III.2 – CLASSIFICAÇÃO DOS MATERIAIS	31
III.3 – OUTRAS CLASSES DE MATERIAIS RADIOATIVOS	33
III.4 – SELEÇÃO DO TIPO DE EMBALADO	36
III.5 – LIMITAÇÃO DE ATIVIDADE	38
III.5.2 - Valores Básicos de Atividade	40
III.5.3 - Limites para Embalados Exceptivos	40
III.6 – REQUISITOS E CONTROLES PARA TRANSPORTE DE MATERIAL BAE SEM EMBALAGEM OU EM EMBALADO DO TIPO INDUSTRIAL	43
III.7 – ÍNDICE DE TRANSPORTE, CATEGORIA DE EMBALADOS, MARCAÇÃO E ROTULAÇÃO	45
III.8 – NÍVEIS PERMISSÍVEIS DE RADIAÇÃO E LIMITES DE CONTAMINAÇÃO DE SUPERFÍCIE	50
III.9 – O SISTEMA Q	51
III.10 – MODELOS DOSIMÉTRICOS PARA O CÁLCULO DOS VALORES DE Q DE ACORDO A AIEA	58
III.10.1 - Cálculo dos valores de Q_A , dose externa de radiação devido aos raios gama ou X.	58

III.10.2 - Cálculo dos valores de Q_B , dose externa devido aos emissores de beta	59
III.10.3 - Cálculo dos valores de Q_C , dose interna via inalação	61
III.10.4 - Cálculo dos valores de Q_D - contaminação de pele e dose por ingestão.	62
III.10.5 - Cálculo dos valores de Q_E , dose devido à imersão em isótopos gasosos	64
CAPÍTULO IV – MODELO DOSIMÉTRICO, PROPOSTO NO PRESENTE TRABALHO, PARA O CÁLCULO DOS VALORES DE Q E RESULTADOS OBTIDOS	69
IV.1 - CÁLCULO DOS VALORES DE Q_A , DOSE EXTERNA DE RADIAÇÃO DEVIDO AOS RAIOS GAMA OU X	69
IV.1.1 - Influência da densidade dos minérios	77
IV.1.2 – Verificação da modelagem adotada	78
IV.2 - CÁLCULO DOS VALORES DE Q_B - DOSE EXTERNA DEVIDO A EMISSORES DE BETA	84
IV.3 - CÁLCULO DOS VALORES DE Q_C , DOSE INTERNA VIA INALAÇÃO	90
IV.4 - CÁLCULO DOS VALORES DE Q_D , CONTAMINAÇÃO DE PELE E DOSE POR INGESTÃO	96
IV.5 - CÁLCULO DOS VALORES DE Q_E , DOSE DEVIDO A IMERSÃO EM ISÓTOPOS GASOSOS,	101
IV.6 – RESUMO DO VALORES DE Q_A , Q_B , Q_C , Q_D e Q_E RESULTANTES DO MODELO DOSIMÉTRICO PROPOSTO	103
CAPÍTULO V – CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES	105
REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS	108
APÊNDICE A - PROGRAMAS COMPUTACIONAIS UTILIZADOS	115

CAPÍTULO I

INTRODUÇÃO

I.1 – GENERALIDADES

O desenvolvimento da indústria nuclear, na década de 50, e a conseqüente movimentação de materiais radioativos entre países apontaram para a necessidade de elaboração de normas e para a assinatura de acordo internacional, de modo a garantir a segurança do transporte, armazenamento e manuseio desses materiais.

Mundialmente, a Agência Internacional de Energia Atômica, AIEA, assumiu a liderança para o estabelecimento de regulamentos de transporte, utilizados pelos Estados Membros que a compõem. Estes regulamentos são os únicos da AIEA que são adotados na íntegra internacionalmente.

O objetivo dos regulamentos de transporte de materiais radioativos é estabelecer requisitos de radioproteção e segurança a fim de garantir um nível adequado de controle da eventual exposição de pessoas, bens e meio ambiente à radiação ionizante, tanto em condição normal como em caso de acidente, compreendendo: especificações sobre materiais radioativos para transporte; seleção do tipo de embalado; especificação dos requisitos de projeto e de ensaios de aceitação de embalados; disposições pertinentes ao transporte propriamente dito; responsabilidades e requisitos administrativos.

Os requisitos supramencionados são aplicáveis ao transporte por terra, água ou ar; ao projeto, fabricação, ensaios e manutenção de embalagens; preparação, expedição, manuseio, carregamento, armazenagem em trânsito e recebimento no destino final de embalados e ao transporte de embalagens vazias, que tenham encerrado material radioativo.

Assim, dependendo do tipo de materiais radioativos a serem transportados, em especial, da atividade, conteúdo e forma físico-química, são exigidos diferentes tipos de embalagens ou meios de transporte que variam dos mais simples aos mais sofisticados, conseqüentemente mais dispendiosos, cujas características devem atender a requisitos estabelecidos a partir de cenários de exposição à radiação ionizante, em condições normais ou de acidente de transporte.

Pode-se depreender do acima que a segurança no transporte de um determinado material radioativo está associada, principalmente, à seleção adequada da embalagem e do meio de transporte, e, conseqüentemente, aos custos de seu projeto e fabricação, que podem variar de uma centena a milhões de reais. Desse modo, o cenário associado à seleção de embalagens deve estar bem fundamentado, de forma a não apenas minimizar custos, como também garantir a segurança no transporte do material radioativo, do local de embarque ao seu destino final.

No entanto, a AIEA, ao longo dos anos, não propôs modificações significativas nos cenários de exposição e, conseqüentemente, aos requisitos de segurança por ela estabelecidos, em especial, no que diz respeito ao transporte de minérios e concentrados contendo urânio e tório associados, classificados pela Agência, para efeito de transporte, como sendo material de Baixa Atividade Específica do tipo I (BAE-I). Evidenciou-se, portanto, uma necessidade de verificar, de modo mais realista, se os requisitos de radioproteção e segurança ditados pela AIEA podem ser mais cientificamente justificados ou se carecem de revisão.

Assim sendo, é de suma importância o desenvolvimento de bases teóricas mais consistentes, como propostas nesta tese, para que haja uma estimativa mais segura das exposições resultantes do transporte de materiais radioativos, no presente caso de minérios e concentrados contendo urânio e tório, não só para utilização nos regulamentos nacionais, como também para inclusão nos requisitos estabelecidos pela AIEA, para adoção internacional. Tais bases teóricas vêm sendo investigadas por alguns Estados Membros da AIEA, tendo participação brasileira efetiva no grupo de pesquisa composto por aquela Agência..

Finalmente, destaca-se que as recomendações da AIEA, especificamente no que se refere aos requisitos de transporte aplicáveis aos materiais BAE-I, podem impor barreiras não-alfandegárias, principalmente para países exportadores de minérios e concentrados que contêm urânio e tório, tal como o Brasil.

I.2 – OBJETIVOS DO TRABALHO

A tese proposta tem como principal objetivo avaliar de forma crítica as recomendações de segurança e radioproteção estabelecidas pela AIEA, adotadas no Brasil, através de norma específica [1], para o transporte de materiais do tipo BAE-I, baseando-se em cenários mais realistas, que os presentemente existentes, para

determinação de níveis máximos de exposição e conteúdos permissíveis desses materiais em embalagens e meios de transporte.

Em função dos resultados obtidos, que levam em consideração os cenários previstos pelos regulamentos da AIEA e adotados no Brasil, poderá ser justificado ou, ainda, fundamentado um pedido de revisão àquela Agência desses regulamentos, nos aspectos pertinentes ao transporte de minérios e concentrados contendo urânio e tório.

Ressalta-se que, para o estabelecimento de requisitos de segurança e radioproteção, a AIEA se baseia em cenários fixos de exposição, conhecido como sistema Q [1,2], que objetiva estabelecer: (i) valores máximos de taxas de exposição na superfície e a 1 metro de embalagens em meios de transporte; (ii) limites máximos, em atividade (Bq), de radionuclídeos que podem estar contidos em embalagens ou meios de transporte.

No caso específico de transporte de minérios e concentrados contendo urânio e tório, materiais BAE-I, a AIEA estipulou níveis de exposição que desconsideram os teores desses elementos presentes nos materiais, bem como estabeleceu como sendo *ilimitadas* as quantidades, em atividade (Bq), de urânio e tório presentes em minérios e concentrados a serem transportados em embalagens e meios de transporte. As premissas utilizadas pela AIEA para essas considerações estão descritas nos capítulos deste trabalho.

Ainda objetivando estabelecer, segundo a AIEA [2], um controle sobre exposição à radiação, limites de conteúdo radioativo, categorias para rotulação, requisitos para uso exclusivo e para espaçamento durante o armazenamento em trânsito, entre outros, é atribuído um número para um embalado, pacote de embalados, tanque ou contêiner com material radioativo e material BAE-I. Esse número é conhecido como Índice de Transporte (IT).

O índice de transporte, baseado no controle da exposição à radiação, é o número que expressa a taxa máxima de dose, em mrem/h, a um metro da superfície externa de um embalado, pacotes de embalados, tanques ou contêineres. Esse valor deve ser arredondado para cima até à primeira casa decimal, exceto quando for igual ou inferior a 0,05, ocasião em que pode ser considerado igual a zero.

O estudo, objeto deste trabalho de tese, consta de:

- revisão bibliográfica;
- identificação dos principais minérios e concentrados contendo urânio e tório que são nacional e internacionalmente transportados;

- utilização, como base, do cenário proposto pela AIEA, sistema Q [1,2], que considera diferentes possibilidades de exposição de indivíduos à radiação em função de um acidente de transporte. Através desse sistema, composto de um conjunto de cenários de exposição externa e interna à radiação, são obtidos valores limites para o conteúdo em atividade (Bq) individual de radionuclídeos que podem ser transportados em embalagens e meios de transporte. Já que a AIEA considera *ilimitada* a quantidade permitida, em atividade (Bq), para o transporte de urânio e tório presentes em minérios e concentrados, foram efetuados cálculos, através de programas computacionais, objetivando justificar ou estabelecer limites para esses radionuclídeos.

Ressalta-se que a existência de valores finitos para os limites de atividade permite, também, quantificar pequenas quantidades de materiais radioativos a serem transportados em embalados exceptivos.

Finalmente, é importante mencionar que a escolha do material BAE-I deveu-se, também, ao fato de ser o Brasil um grande exportador de minério contendo urânio e tório associados, além de produzir concentrados destes radionuclídeos. Tais concentrados são obtidos diretamente do beneficiamento de minérios de urânio ou de minerais que o contêm associado. Os concentrados de urânio são utilizados como matéria prima na indústria nuclear ou armazenados para manutenção do estoque estratégico nacional e neste último caso, também, se inclui o tório.

I.3 – REVISÃO BIBLIOGRÁFICA

Desde 1950, vem crescendo o desenvolvimento da indústria nuclear, bem como a utilização de materiais radioativos na medicina, indústria e pesquisa, entre outras aplicações. Em função desse desenvolvimento, foi reconhecida mundialmente, já àquela época, a necessidade de serem desenvolvidos requisitos de segurança para o transporte, manuseio e armazenamento de tais materiais e que fossem estabelecidos acordos internacionais nessa área.

A aceitação internacional tornou-se vital, tendo em vista ser o transporte o único aspecto que envolve o controle entre fronteiras de materiais radioativos. Mesmo no transporte doméstico, podem estar envolvidos transportadores e embalados internacionais.

Antes de 1959, os diversos controles internacionais eram, em sua maioria, baseados nos regulamentos da Comissão de Comércio Interestadual dos Estados Unidos que objetivavam, essencialmente, facilitar o movimento de minérios radioativos e concentrados, bem como embalados contendo pequenas quantidades de radionuclídeos de uso médico e industrial. Entretanto, a rápida expansão da indústria nuclear mostrou que seria necessário o desenvolvimento dos regulamentos que fossem utilizados, de forma a facilitar a movimentação segura de todos os tipos e quantidades desses materiais radioativos.

Em julho de 1959, o Conselho Econômico e Social das Nações Unidas confiou a tarefa de traçar as recomendações internacionais para o transporte de substâncias radioativas à Agência Internacional de Energia Atômica, AIEA, criada em 1957. Como resultado, e com a ajuda de peritos de várias partes do mundo, foi publicada a primeira edição dos Regulamentos da AIEA para Transporte Seguro de Material Radioativo [3]. Tais regulamentos deveriam ser diretamente aplicados às próprias operações da Agência, bem como em todas as atividades por ela apoiadas, nos Estados Membros. Assim, os requisitos da AIEA foram e continuam sendo recomendados como base para os regulamentos sobre os transportes nacional e internacional, tanto aos seus Estados Membros, como às Organizações Internacionais.

Ainda em 1961, a Agência Internacional de Energia Atômica editou um segundo documento intitulado *Notes on Certain Aspects of the Regulations, Safety Series n. 7* [4], provendo explicações e orientações pertinentes ao uso dos novos regulamentos. Este documento de consenso entre os Estados Membros integrantes da AIEA e, portanto, internacional, continha informações de *como e porque* utilizar os regulamentos de transporte.

Esperava-se que os princípios básicos estabelecidos nos regulamentos para o transporte de materiais radioativos [3] permanecessem aceitáveis por um período longo e também que a experiência na sua utilização fornecesse dados para uma possível revisão, após cinco anos. Assim, foram editadas mais três revisões [5,6,7], sendo que a edição de 1973 foi republicada em 1979 [8].

Em função da complexidade dos regulamentos, a Agência publicou outro documento, intitulado "*Advisory Material for the Application of the IAEA Transport Regulations*", *Safety Series n. 37* [9]. Esse documento, também explicador e orientador, descrevia técnicas, práticas e métodos necessários para que fossem atingidos os objetivos de segurança estabelecidos nos regulamentos de transporte.

Em 1985, após extenso processo de revisão, foram reeditados os regulamentos de transporte [10] incluindo todas as modificações propostas para a edição de 1973, revisada em 1979 [8]. Uma versão atualizada do documento explicador e orientador foi publicada em 1982 [11] e ainda uma terceira edição emitida em 1987 [12], neste caso para refletir as modificações propostas pela edição dos regulamentos de transporte de 1985 [10].

Ainda em 1987, foi emitida uma segunda edição do Safety Series nº 7 de 1961, com novo título [13]. Esse documento, um dos mais importantes dos que provêm suporte aos regulamentos de transporte, fornece com detalhes as bases dos requisitos de segurança, incluindo os cenários considerados e os modelos dosimétricos.

A AIEA editou, em 1986, mais um documento, intitulado *Schedules of requirements for the transport of specific types of radioactive material consignments, Safety Series n. 80* [14], apresentando um resumo dos requisitos estabelecidos e tornando mais prática a consulta aos regulamentos de transporte. O documento contém, para cada material especificado, requisitos resumidos para embalados, embalagens, limites em atividade, níveis de radiação e contaminação, entre outros.

Entre 1986 e 1988, várias mudanças internacionalmente propostas fizeram com que a AIEA publicasse dois suplementos dos regulamentos de 1985 [15,16]. A partir desses suplementos, foram incluídas mudanças às Séries de Segurança n^{os} 7, 37 e 80.

Em 1996, a AIEA publicou uma edição atualizada de seus Regulamentos de Transporte, ST-1, [17], em substituição à Série de Segurança nº. 6, de 1985, bem como desta mesma edição revisada em 1990 [18]. Adicionalmente, foi incorporado ao ST-1, o documento da Série de Segurança nº 80. Em 2000, o ST-1 foi reeditado em inglês, tanto para incorporar a errata e para ser renomeado como TS-R - 1 (ST-1, edição revisada), como para estar em conformidade com a nomenclatura adotada oficialmente pela Agência [19].

Originalmente, foi recomendada pela AIEA [19] uma data mundial (1 de janeiro de 2001) para a incorporação dos requisitos de segurança constantes no TS-R-1, quer pelos Estados membros, quer pelos organismos internacionais que regulam a matéria. Esta data mostrou-se logo não ser adequada para implementação mundial, apesar de esforços em nível internacional para que isto acontecesse. Alguns organismos internacionais mostraram-se favoráveis a incorporar, em um tempo previsto, os requisitos constantes no TS-R-1; entretanto, a adoção pelos Estados Membros

permanece indefinida, principalmente por ser regulada por procedimentos legislativos nacionais.

Estão previstas revisões dos regulamentos de transporte pela AIEA, tendo essa decisão sido aprovada no Comitê Permanente para Padrões de Segurança no Transporte de Materiais Radioativos, TRANSSC, no qual o Brasil tem representação, na seção realizada em 1999. Os ciclos revisionais foram estabelecidos como sendo bianuais e a última edição revisada do TS-R-1 é de 2003 [20].

Durante o processo de revisão dos regulamentos de transporte, houve consenso na AIEA sobre a consolidação dos dois documentos explicadores e orientadores, Safety Series nº 7 e Safety Series n. 37, em um único documento; isso traria uma vantagem na consolidação das informações necessárias ao atendimento dos requisitos de segurança estabelecidos, além de evitar duplicidade de informações. Esse documento foi intitulado *Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material* [2]. O objetivo do novo documento é prover os Estados Membros com informações que permitam atender e demonstrar conformidade com os requisitos de segurança estabelecidos nos regulamentos de transporte. É importante levar em consideração que o documento não tem caráter prescritivo. Simplesmente, são apresentadas recomendações de como atender os regulamentos de transporte, sem, contudo, estabelecer que as únicas maneiras deste atendimento é o que está descrito no documento.

É importante frisar que toda a literatura da AIEA, anteriormente citada, contém diferentes considerações para o estabelecimento de limites, em especial na determinação do conteúdo de material radioativo permitido por tipo de embalado, material de baixa atividade específica e materiais exceptivos.

Originalmente, como pode ser verificado em diversas publicações [3,6], os radionuclídeos eram classificados em sete grupos, cada grupo contendo um limite para o embalado do tipo A, em forma especial, não sujeito à dispersão, tais como cápsulas seladas, e sob outras formas, materiais dispersíveis, por exemplo, líquidos ou gases

O conceito acima foi modificado, tendo sido desenvolvido o sistema A_1/A_2 [8,12], onde foram estabelecidos limites para embalados do chamados do tipo A, cujo conteúdo seria classificado em função de valores de atividade, nomeados de A_1 e A_2 , onde, A_1 seria o valor da máxima atividade de um material radioativo sob forma especial que poderia ser transportado em um embalado do Tipo A; e A_2 a máxima

atividade de um material radioativo sob outra forma, que poderia ser transportado em um embalado do Tipo A.

Assim, o novo sistema criou valores fixos para radionuclídeos individuais que poderiam estar contidos em uma embalagem do Tipo A.

As bases dosimétricas para o sistema A_1/A_2 eram sustentadas por considerações pragmáticas, com algumas inconsistências, em especial, com relação ao risco envolvido para cada radionuclídeo, portanto hipotéticas, sem se basear em casos reais. Sem uma fundamentação científica razoável, um limite de dose de corpo inteiro foi assumido como sendo 30 mSv; entretanto, para o cálculo de A_1 , a exposição foi limitada em 3 R, a uma distância de 3 m, num período de 3 horas [12]. Nessa mesma referência, para o cálculo de A_2 , foi assumida uma incorporação de $10^{-6}A_2$, o que levaria à metade do limite anual de incorporação para trabalhadores, como resultado de um acidente de proporções médias.

Segundo IAEA [12], Macdonald e Goldfinch, através de um acordo de pesquisa com a Agência, desenvolveram o sistema Q. O sumário do relatório dessa pesquisa foi publicado em 1986 [21].

Com o advento do sistema Q, foram incluídas novas considerações acerca de cenários de exposição, embora tivessem sido mantidas algumas suposições do sistema anterior [7]; nas situações envolvendo incorporação de radionuclídeos, foram utilizados novos dados recomendados internacionalmente [22, 23]. Em particular, foram incluídas considerações relativas à extensão do dano na embalagem e à liberação do conteúdo radioativo.

Através do sistema Q, composto de um conjunto de cenários de exposição externa e interna à radiação, são obtidos valores limites para o conteúdo em atividade individual de radionuclídeos (Bq) que podem ser transportados em embalagens e meios de transporte. Esses limites são utilizados com vários propósitos dentro dos regulamentos, como, por exemplo, a classificação de tipos de embalados.

I.4 – ESTADO DA ARTE

As considerações, a seguir, apresentam o que vem sendo atualmente aceito nacional e internacionalmente em termos de transporte de materiais BAE-I, em especial com relação à utilização do sistema Q já anteriormente mencionado.

O cenário que ora serve de base ao sistema Q data de 1987. Assim, a AIEA[12] propôs um cenário baseado no que se segue¹:

(1) a dose equivalente efetiva, ou a dose equivalente comprometida efetiva, de uma pessoa presente nas proximidades de um acidente envolvendo um embalado do tipo A não deve exceder a dose anual para trabalhador, que é de 50 mSv;

(2) a dose equivalente, ou a dose equivalente comprometida, recebida por um órgão individual (incluindo a pele) de uma pessoa envolvida no acidente, não deve exceder 500 mSv ou, para o cristalino, 150 mSv ;

(3) é improvável que uma pessoa permaneça por mais de 30 minutos a um metro de um embalado do tipo A, durante um acidente.

Utilizando-se o cenário acima citado e a nomenclatura ainda empregada nas Diretrizes Básicas de Radioproteção adotadas por normas brasileiras [24], são obtidos valores de atividade para radionucléios individuais que seriam empregados, em especial, na classificação dos tipos de embalados. A AIEA, então, propôs cenários para o Sistema Q, que estão descritos no capítulo III deste trabalho.

A avaliação crítica proposta nesta tese parte da premissa que os cenários estabelecidos pela AIEA para o sistema Q não sofreram modificações significativas ao longo dos anos, conforme registram os documentos já citados. Assim, ainda não foi proposto um modelo que envolvesse cenários mais realistas, onde fossem consideradas:

(i) condições rotineiras e de acidentes de transporte envolvendo urânio e tório presentes em minérios e seus concentrados;

(ii) os reais valores calculados para a quantidade máxima permissível, em atividade de radionucléios, que pode ser contida em um embalado ou meio de transporte, tendo em vista que, para a AIEA, esta quantidade é *ilimitada* [2].

O estudo realizado propõe a reavaliação do sistema Q estabelecido pela AIEA para diferentes materiais classificados como BAE-I, levando em consideração os cenários daquela Agência, entretanto utilizando situações mais realistas e calculando valores para Q_A , Q_B , Q_C , Q_D e Q_E , para esses materiais, objetivando a obtenção da quantidade máxima permissível por embalado ou meio de transporte, não mais considerando tal quantidade como *ilimitada*.

A seguir, são considerados diferentes teores de urânio e tório presentes em minérios e concentrados contendo tais radionucléios, ou seja, para toda a gama de

¹ As definições dos termos utilizados encontram-se no Capítulo III deste trabalho

materiais BAE-I; avaliando-se em caso, através das vias críticas identificadas, a dose resultante em cenários mais realistas.

É importante ressaltar que a AIEA reconheceu que a edição dos regulamentos em 1996 carece do estabelecimento de bases radiológicas mais consistentes para o transporte de material BAE, e propôs a realização de encontros internacionais para a discussão do assunto.

Os resultados obtidos pelos países participantes, incluindo o Brasil, será consolidado em um documento técnico que servirá de base para modificações no processo revisional do TS-R-1 [20] e, conseqüentemente, alteração em toda regulamentação mundial que utiliza como base esse documento da Agência, dentre os quais destacam-se

(i) *United Nations Economic and Social Council Committee of Experts on the Transport of Dangerous Goods* (UM-ECOSOC), constituído de especialistas da Organização das Nações Unidas – ONU, é responsável pela emissão de recomendações sobre transporte de produtos perigosos a serem utilizados mundialmente. Essas recomendações são conhecidas internacionalmente como “Orange Book”; (ii) *International Maritime Organization* (IMO), com responsabilidade sobre o *International Maritime Dangerous Goods Code – (IMDG Code)*, que regula, internacionalmente, o transporte de materiais perigosos pelo mar; (iii) *International Civil Aviation Organization* (ICAO) que elabora padrões de segurança para o transporte de materiais perigosos a serem transportados pelo ar; (iv) *Universal Postal Union* (UPU), responsável pelo transporte postal de materiais radioativos e, (v) na Europa, o transporte terrestre de produtos perigosos é regulado pelo *International Carriage of Dangerous Goods by Rail* (RID), para vias férreas, pelo *International Carriage of Dangerous Goods by Road* (ADR); para rodovias e pelo *International Carriage of Dangerous Goods by on Inland Waterways* (ADN):

Finalmente, é importante salientar que, no Brasil, está em vigor a Norma CNEN-NE-5.01 [1]. Esta Norma, baseada no Safety Series nº 6, Edição de 1985, deverá passar por uma revisão, em breve, tendo em vista estar já bastante desatualizada em relação aos novos requisitos estabelecidos pela a AIEA, cuja adoção já vem sendo feita pela maioria dos Estados Membros daquela Agência, há alguns anos.

CAPÍTULO II

MATERIAIS SELECIONADOS

É importante mencionar, principalmente para nortear os aspectos envolvidos no transporte do material escolhido para este trabalho, o grande número de carregamentos que rotineiramente ocorrem no mundo ou que potencialmente irão ocorrer, em função das enormes quantidades existentes na crosta terrestre dos radionuclídeos selecionados.

Os materiais identificados como relevantes neste trabalho, classificados como de baixa atividade específica do Tipo I, BAE-I, foram os minérios de urânio e tório, bem como concentrados destes minérios e minerais contendo urânio e tório associados.

A escolha desse tipo de material deveu-se aos seguintes fatos:

1 – as grandes quantidades existentes desses materiais que são e serão transportadas, tanto no âmbito nacional como internacional;

2 – as hipóteses consideradas pela AIEA e adotadas nacionalmente para a seleção de embalagens para o transporte desse tipo de material radioativo, que não sofreram alterações significativas ao longo dos anos;

3 – a necessidade de seleção de embalagem adequada para os materiais a serem estudados, em função da segurança requerida no transporte. Esta seleção acarreta, como consequência imediata, grandes variações nos custos envolvidos.

Deve-se considerar que, por exemplo, embalagens exceptivas e do tipo A utilizadas, em sua maioria, para o transporte de material radioativo da área médica, custam em torno de US\$ 100 a US\$ 1000. No caso de Embalagens do Tipo B, tidas como sendo das mais resistentes, estes custos podem chegar à casa do milhão de dólares americanos.

II.1 - CONSIDERAÇÕES SOBRE O URÂNIO NO BRASIL E NO MUNDO

Segundo Parente, R.C. [25], o urânio foi descoberto em 1789 por M.H. Klaproht, que obteve UO_3 a partir do mineral pechblenda de Erzgebirge, na Saxônia. O metal foi isolado de seu óxido pelo químico francês Peligot, que o denominou “urânio” derivado do planeta Urano.

O Brasil possui hoje a 6ª maior reserva geológica de urânio do mundo [26], com apenas 25% de seu território prospectado o que permite o suprimento das necessidades em longo prazo e a disponibilização do excedente, para o mercado externo.

As reservas geológicas brasileiras evoluíram de 11.000 toneladas, conhecidas em 1975, para 301.490 toneladas em 1984. Atualmente, as reservas brasileiras são de 309.370 toneladas, ampliadas em 7.880 toneladas devido a pesquisas realizadas em Lagoa Real – BA [26].

O País possui também ocorrências uraníferas associadas a outros minerais, como aqueles encontrados nos depósitos de Pitinga no Estado do Amazonas e área de Carajás, no Estado do Pará, com um potencial adicional estimado de 150.000 t.

O Código Brasileiro de Mineração [27] fornece as seguintes classificações para as reservas minerais: reserva medida, reserva indicada e reserva inferida.

Tabela 2.1 - Reservas de Urânio do Brasil em toneladas de U₃O₈

Ocorrência	Medidas/Indicadas			Inferidas	Total [t]
	40US\$/kg U Custo _a (*)	80US\$/kg U Custo _b (**)	Sub-Total [t]		
Caldas (MG)		500	500	4.000	4.500
Lagoa Real Caetité (BA)	24.200	69.800	94.000	6.770	100.770
Itataia (CE)	42.000	41.000	83.000	59.500	142.500
Outras				61.600	61.600
Total	66.200	111.300	177.500	131.870	309.370

(*) Custo_a - Custo inferior a 40US\$/kg U.

(**) Custo_b - Custo inferior a 80US\$/kg U.



Figura 2.1 - Localização das Reservas de Urânio no Brasil

O urânio se distribui sobre toda a crosta terrestre, aparecendo como constituinte da maioria das rochas. As reservas desse elemento, para que se tornem economicamente atrativas, dependem tanto do teor presente como da alternativa tecnológica utilizada para o seu aproveitamento.

Considerando o quilo (kg) de urânio possível de ser obtido em custos inferiores a US\$130.00, as reservas mundiais se distribuem conforme a tabela 2.2 [26]:

Tabela 2.2 – Reservas Mundiais de Urânio.

Reservas Mundiais de Urânio	
País	Short ton U (*)
Cazaquistão	957.000
Austrália	910.000
África do Sul	369.000
Estados Unidos	355.000
Canadá	332.000
Brasil	309.000
Namíbia	287.000
Total no Mundo	4.416.000

1 short ton U_3O_8 é igual a 0,769 t U e 1 short ton é igual a 907,18474 kg.

A produção de urânio no mundo vem decrescendo, desde 1988, em virtude, principalmente, dos baixos preços que o mercado vem praticando, ocasionando o fechamento de algumas minas de baixo teor, que eram exploradas na Europa Oriental. Adicionalmente, esses mesmos países estão se desfazendo do estoque estratégico acumulado, na época da guerra fria, gerando um excesso de oferta no mercado. Porém, países tradicionalmente produtores de Diuranato de Amônio (DUA), conhecido mundialmente como “yellowcake” vêm aumentando a capacidade de suas plantas, como é o caso do Canadá e da Austrália. A tabela 2.3 apresenta os maiores produtores mundiais, baseando-se na produção obtida em 2001 [26].

Tabela 2.3 – Maiores produtores mundiais de Urânio.

Produção de DUA	
País	Short ton U (*)
Canadá	10.683
Austrália	7.579
Nigéria	2.911
Rússia	2.760
Namíbia	2.715
Total no Mundo	36.112

1 short ton U_3O_8 é igual a 0,769 t U e 1 short ton é igual a 907,18474 kg

II.2 - CONSIDERAÇÕES SOBRE O TÓRIO NO BRASIL E NO MUNDO

Segundo Maciel, A.C.[28], o tório é um elemento radioativo que foi descoberto em 1828 por Berzelius, que o nomeou em homenagem a um dos deuses da mitologia escandinava. O tório foi separado a partir do mineral torita (Th_5O_4), tendo como uma principal característica a de apresentar uma abundância nas rochas ígneas três vezes maior que a do urânio. Entretanto, os minerais de tório são escassos, embora apareça com frequência substituindo outros elementos em um grande número de minerais complexos, como titano-columbatos, titano-tantalatos e silicatos. Seus minerais são em geral refratários, porém, a parte que se dissolve com a meteorização das rochas se acumula nos óxidos e hidróxidos dos sedimentos hidrolizados, nos quais a relação tório/urânio é ainda maior que nas rochas ígneas.

Minerais de tório ocorrem principalmente em granitos, pegmatitos, carbonatitos, veios hidrotermais e em placeres, depósitos detríticos derivados daquelas rochas. Encontra-se tório no pirocloro, na monazita e na torita, entre outros minerais.

A extração do tório da monazita data de 1893, nas Carolinas, EUA. Em 1900, a indústria alemã manteve um monopólio na fabricação de nitrato de tório, utilizado ainda nos dias atuais, na fabricação de camisas para lampião a gás ou querosene.

Na década de 1920, com a substituição da iluminação a gás pela elétrica, diminuiu a necessidade do uso do tório, tendo aumentado, entretanto, o uso de terras raras, presentes na monazita. Assim, o tório passou a ser apenas um subproduto do processamento de terras raras.

Em 1946, seguiu-se a descoberta de que o tório poderia ser transmutado em elemento físsil. Em consequência, a Índia, em 1947, e o Brasil, em 1951, nacionalizaram suas produções de monazita, para a utilização do tório no próprio país. O programa do tório para a utilização em reatores não se desenvolveu no país e, hoje, uma grande parte da produção de um concentrado, conhecido como *Torta II*, subproduto do processamento da monazita, permanece armazenada, sendo, ainda, considerada, de acordo com [29], como material nuclear, passando a se constituir monopólio da União, portanto estratégico.

Destaca-se que os dados sobre a reserva de tório são bem inferiores aos do urânio, principalmente, por não ter esse elemento, embora nuclear, a mesma aplicação do urânio, mundialmente difundida. As reservas mundiais de tório continuaram a ser estimadas em torno de 500.000 toneladas de ThO_2 , com preços abaixo de US\$ 10,00 por libra do referido óxido. A tabela 2.4 apresenta as reservas estimadas e inferidas de tório, em 1972 [28].

Tabela 2.4 - Reservas indicadas e inferidas de tório.

País	Reserva Indicada [t]	Reserva Inferida [t]
EUA	100.000	500.000
Austrália	30.000	50.000
Brasil	10.000	20.000
Canadá	60.000	100.000
Índia	150.000	300.000
Malásia	5.000	10.000
Outros	10.000	50.000
TOTAL	365.000	1030.000

Cabe frisar que os dados não foram mantidos mais atualizados, tendo em vista não existir algum interesse econômico mundial no tório que justificasse novos investimentos para a descoberta de novos depósitos.

No Brasil, são considerados como fonte de tório apenas os depósitos de praia (areias monazíticas), por serem passíveis de serem economicamente explorados. O tório contido em depósitos de monazita aluvial e em pegmatitos não pode ser contabilizado, pois sua obtenção, bem como das terras raras, é economicamente inviável. O mesmo acontece com relação a torita do Morro do Ferro (MG), no pirocloro de Araxá, Salitre, Tapira e Serra Negra, ou na monazita disseminada dos sedimentos continentais. Tais fontes potenciais alcançam cerca de 70.000 toneladas das reservas medidas de ThO₂, das quais 33.000 t encontram-se no pirocloro de Araxá; 35.000 t no Morro do Ferro; e 2.000 t, na monazita de sedimentos continentais[28].

O beneficiamento dos minérios é normalmente realizado em uma instalação próxima à lavra. Quer seja realizada a mineração a céu aberto, quer subterrânea, é, de maneira geral, feita uma preparação física do minério, que envolve a britagem, por exemplo, até a obtenção de uma polpa que é bombeada, por meio de mineroduto, até a instalação de beneficiamento químico.

Observa-se, então, que o transporte do minério lavrado ocorre *in situ*, a exemplo do caso brasileiro. Em termos do transporte, cabe, ainda, ressaltar que os regulamentos

não são aplicáveis a materiais radioativos movimentados dentro de uma instalação que esteja sujeita a regulamentos de segurança apropriados e em vigor e onde a movimentação do material não envolva estradas públicas ou estradas de ferro. A menos que haja intenção do transporte em rotas públicas, as regras de transporte não são aplicáveis dentro da instalação que tenha sido devidamente autorizada ou licenciada.

Caso ocorra transporte para fora da instalação, são aplicáveis os requisitos de transporte dispostos no regulamento, mencionados no capítulo III, muito embora não seja freqüente o transporte de minérios para instalações de beneficiamento distantes da lavra, por motivos econômicos.

II.3 – MINERAIS DE URÂNIO E TÓRIO

Os minerais de urânio [25] aparecem nas rochas ígneas. Em climas úmidos, os minerais de urânio são transportados pela água. Em clima árido, assumem forma de óxidos, hidróxidos, fosfatos, carbonatos, vanadatos, sulfatos, arseniados, molibdatos e seleniados. Nos mares, o urânio permanece em solução como carbonatos.

Devido ao valor e interesse por esse metal, os compostos que apresentam urânio associado são considerados como bens minerais utilizáveis. Denomina-se minério de urânio às rochas que apresentam um teor da ordem de 250 g/t, sendo o urânio o único metal contido. O teor pode ser mais baixo, desde que o urânio esteja associado a outros minerais que apresentam interesse econômico, ou quando da existência de um volume de minério suficiente que permita a extração rentável.

Segundo J.W. Frondel [30], existem cerca de 160 espécies minerais contendo urânio e/ou tório como constituinte principal. O conjunto destes minerais está dividido em 3 grupos:

1. 107 minerais contendo urânio (e tório) como constituinte principal;
2. 41 minerais nos quais o urânio (e tório) encontram-se em constituintes secundários;
3. 12 minerais que contém normalmente urânio (e tório), mas que podem estar presentes sob a forma de inclusão ou impurezas.

Os locais no Brasil onde ocorrem depósitos de urânio economicamente exploráveis foram caracterizados, como mostra a figura 2.1, como sendo: Planalto de Poços de Caldas, MG; Figueira, PR; Quadrilátero Ferrífero, MG; Amarinópolis, GO;

Província Uranífera de Campos Belos/Rio Preto , GO; Província Uranífera de Itataia, CE; Província Uranífera de Lagoa Real – BA; e Espinharas- PE [25].

A tabela 2.5 apresenta os principais componentes do minério encontrado em Itataia, Ceará.

Tabela 2.5 - Principais componentes do minério de Itataia, CE.

Componentes	Teor (%)
U_3O_8	0,168
P_2O_3	34,8
Fe_2O_3	2,26
Al_2O_3	2,35
MgO	0,105
SiO_2	9,78
CaO	44,9
CO_3	1,3
F	0,85
K_2O	0,20
Resíduo Insolúvel	10,5

No caso da produção de concentrado de urânio, o Diuranato de Amônio (DUA), na usina de beneficiamento, o acondicionamento é feito, normalmente, em tambores metálicos de 200 l, do tipo industrial.

No Brasil, os tambores contendo DUA são devidamente sinalizados e, posteriormente, acondicionados em containeres. O container, contendo por volta de 50 tambores, pesando no total cerca de 15 t, é sinalizado e atrelado a um cavalo mecânico. São efetuadas as medidas radiométricas no veículo e na cabine do motorista.

As figuras 2.2 (a), 2.2 (b), 2.2 (c), 2.2 (d), 2.2 (e), 2.2 (f) e 2.2 (g) apresentam uma expedição típica de Diuranato de Amônio.



Figura 2.2 (a) – Tambores sinalizados e preparados para o transporte.



Figura 2.2 (b) – Contêiner preparado para carregamento dos tambores.



Figuras 2.2 (c) e 2.2 (d) – Carregamento do Contêiner.



Figura 2.2 (e) e 2.2 (f) – Sinalização do contêiner.



Figura 2.2 (g) – Contêiner pronto para a expedição.

II.4 – MINERAIS CONTENDO URÂNIO E TÓRIO ASSOCIADOS

Para a utilização neste trabalho, foram selecionados, da centena de minérios contendo urânio e ou tório associados, os mais comuns e controlados no Brasil. São eles: monazita, zirconita e columbita/tantalita.

A monazita é o mais importante mineral de terras-raras [28]. É essencialmente um fosfato anidro de terras céricas que ocorre algumas vezes com tório acessório e com urânio em menor quantidade.

Na história da exploração mineral, a monazita foi primeiramente explorada pelo seu conteúdo em tório; depois pelas terras raras; a seguir novamente pelo tório; e, atualmente, pelas terras raras.

A primeira exploração comercial da monazita ocorreu nos EUA, em 1895. A exploração alcançou um pico de 800 t, em 1895, mantendo uma média de 300t/ano até 1910. A produção total nos EUA, de 1911 a 1948, foi de apenas 50 t [28].

No Brasil, a produção foi iniciada em 1895 e, na Índia, em 1911. A monazita dos EUA continha apenas 3,5 a 4% de ThO_2 , enquanto que a do Brasil continha de 5 a 6% e a da Índia, 9%. Assim, a exploração nos EUA ficou antieconômica. Nessa época, o principal elemento a ser extraído era o tório, já que as terras raras não possuíam valor. Essa situação foi modificada, passando as terras raras a ter valor comercial. Após a segunda guerra mundial, o tório passou a ter valor estratégico por suas características nucleares, fazendo com que novamente a monazita fosse processada, de forma a obtê-lo.

Após 1947, a Austrália, com a descoberta de novas jazidas, passou a ser o principal fornecedor mundial de monazita.

Com o declínio da pretensa utilização de tório no mundo, as terras raras passaram a se constituir, nos dias atuais, o principal produto do processamento da monazita.

A monazita é classificada, no Brasil, como sendo mineral nuclear, já que possui tório [29]. Ressalta-se, entretanto, que a abundância do tório varia amplamente na monazita, ou mesmo pode estar ausente, como nos veios encontrados na Bolívia e na África, mas pode alcançar até 32%, em uma variedade rara encontrada na Índia.

A principal fonte produtora de monazita no Brasil é a areia monazítica, que é um concentrado natural de minerais pesados que ocorre ao longo da costa brasileira (depósitos de praia) e em determinados trechos de rios (depósitos fluviais). A associação mineralógica de monazita, zirconita, ilmenita e rutilo é uma constante nesses depósitos.

Data de 1886, o início da exploração das areias brasileiras para a obtenção de monazita. No período de 1886 a 1890, calcula-se que tenham sido exportadas, clandestinamente, aproximadamente 15.000 toneladas de concentrados de monazita para a Europa.

Em 1900, foi estabelecida autoridade ao Governo Federal para conceder direito de lavra das areias monazíticas nos terrenos da Marinha. A partir dessa data, tem início a exportação de monazita das praias do Espírito Santo, tendo sido estimada a exportação de 38.000 toneladas de concentrados de monazita, de 1900 a 1947, com teor de 80 a 99% de pureza.

Para o caso das areias brasileiras, são consideradas econômicas as concentrações de minerais pesados com teores da ordem de 1% em monazita. Entretanto, podem existir concentrações locais de até 60% de monazita. O teor de terras

raras na monazita brasileira varia de 55 a 66% e o de óxido de tório da ordem de 5%. [28].

A tabela 2.6 mostra as reservas mundiais de monazita estimadas em depósitos economicamente exploráveis para a produção de terras raras [28].

Tabela 2.6 - Reservas mundiais de monazita estimadas.

País	Monazita [t]
Estados Unidos	1.100.000
Austrália	800.000
Brasil	300.000
Ceilão	10.000
Índia	5.000.000
Madagascar	100.000
Malásia	18.000
África do Sul	15.000
Coréia do Sul	90.000
Tailândia	25.000
URSS(antiga)	500.000
Emirados Árabes	200.000
Total	8.158.000

Existe na literatura uma grande discrepância entre os dados referentes às reservas de monazita no Brasil, devido aos levantamentos precários realizados.

De acordo com Maciel, A.C. [28], as reservas citadas estavam quase todas exauridas e seria errôneo afirmar que o Brasil possui uma das maiores reservas mundiais de monazita. Este conceito advém da presença de areias escuras (ilmeníticas e magnéticas), nas praias marítimas e fluviais, principalmente nos estados do Espírito Santo, Bahia e Maranhão. Nem sempre a cor preta indica uma associação monazita-ilmenita.

A tabela 2.7 apresenta as reservas medidas e estimadas de monazita no Brasil.

Tabela 2.7 - Reservas medidas e estimadas de monazita no Brasil.

Localidade	Reserva Medida [t]
Estado do Rio	
Tipiti	6.000
Manguinhos	1.670
Espírito Santo	6.000
Boa Vista	1.800
Guarapari	6.000
Norte de Vitória	
Bahia	
Joacema	650
Cumuruxatiba	4.500
Total	26.620
	Reserva Estimada [t]
Rio Grande do Norte	
Estrela	650
Maranhão	
Barreirinhas	20.000
Total	20.650

O concentrado de monazita é obtido a partir da obtenção do minério, por exemplo; depósito de praia e posterior tratamento hidrogravimétrico, seguido do processamento físico conjugado (eletromagnético, eletrostático e gravimétrico) de areias pesadas.

A concentração dos minérios pesados, com eliminação da maior parte da sílica, é feita por separadores hidrogravimétricos (espirais de Hunphrey). O minério concentrado obtido é então secado em fornos. Após a secagem, é realizada a separação eletrostática e o minério concentrado é assim separado em duas frações: uma condutora, contendo ilmenita e rutilo, e outra não condutora, contendo monazita e zirconita. Segue-se então a etapa de separação eletromagnética, onde a fração composta de monazita e zirconita é encaminhada até os separadores eletromagnéticos, obtendo-se, finalmente, o concentrado de monazita, parte magnética resultante desse processo.

O concentrado de monazita é uma das matérias primas mais conhecidas de unidades de produção de compostos de terras raras.

A monazita é basicamente um fosfato de terras raras, tório e urânio. O mineral é denso, tem cor amarelo-esverdeado, com a seguinte caracterização físico-química: massa específica de 5 g/cm³; densidade aparente 3 g/cm³; pureza variando de 90 a 95% e granulometria entre 42 a 200 µm (malhas “Tyler”) [28], cujas características químicas estão apresentadas na tabela 2.8.

Tabela 2.8 - Características químicas da monazita.

Componentes	Teor [%]
Tr ₂ O ₃	62
ThO ₂	6
U ₃ O ₈	0,3
P ₂ O ₅	28
SiO ₂	0,3
ZrO ₂	0,5
TiO ₂	0,5
Fe ₂ O ₂	0,5
Al ₂ O ₃	0,3
CaO	0,8
PbO	0,2
insolúveis	9
Componentes	Teor [Bq/g]
Ra ²²⁶	31
Ra ²²⁶	212
Pb ²¹⁰	31

O concentrado de monazita é transportado da origem ao destino utilizando-se, freqüentemente, sacos de ráfia resistentes, com alças, e dispostos de modo seguro dentro dos contêineres que os transportam, conforme mostra a figura 2.3.



Figura 2.3 – Embalados de monazita dentro do container.

De acordo com Costa, F. E. [31], o Tântalo foi descoberto pelo sueco Ekeberg, no começo do século XIX, sob a forma de mistura de óxidos de tântalo e nióbio, tântalo-columbita e columbita- tantalita, mas só após um século, conseguiu-se obter o tântalo na forma de metal, com bom grau de pureza, para utilização em filamentos de lâmpadas e equipamentos para Medicina e Odontologia.

Tantalita-columbita são tantalatos ou niobatos de ferro e manganês que compõem uma série isomórfica $(\text{Fe, Mn}) (\text{Ta, Nb})_2\text{O}_5$. O minério é denominado tantalita se o conteúdo de pentóxido de tântalo for superior ao pentóxido de nióbio; ocorrendo o contrário, a denominação é columbita[31].

Outra série mineral, também fonte de tântalo e nióbio—microlita/pirocloro, é composta essencialmente de óxidos complexos de tântalo, nióbio, sódio e cálcio combinados.

As séries minerais acima mencionadas apresentam em alguns casos, urânio e tório associados. Por exemplo, a Djalmaíta inclui, na forma cristalina, óxidos de urânio, sendo considerada como minério uranífero. A presença de tório e de urânio e, conseqüentemente, dos radionuclídeos filhos das duas séries naturais, presentes nas areias pesadas, são responsáveis pelos aspectos radiológicos associado à exploração industrial da monazita e ao transporte desse mineral.

No Brasil, as principais fontes produtoras de tantalita-columbita são as províncias pegmáticas localizadas nos estados de Minas Gerais, Ceará, Paraíba, Rio Grande do Norte e Bahia. As estimativas das reservas mundiais [31] estão mostradas na tabela 2.9.

Tabela 2.9 –Reservas mundiais de Columbita/Tantalita.

Localidade	Minério [t]	Teor [%]	Ta ₂ O ₅ (contido)[t]	Nb ₂ O ₅ (contido)[t]
Canadá Bernick Lake Bugaboo Creek	1.900.000 -	0,23 -	4.370 -	5.100
Estados Unidos Bear Valley Harding Mine	- 100	- 0,1	2.000 100	8.000 -
América do Sul Guyana Francesa Guyana	300.000 -	0,4 -	1.200 250	- 500
África Congo Kaffo Valley Jos Plateau	- 140.000.000 -	- 0,26	50.000 - 10.000	50.000 364.000 100.000

Similarmente ao concentrado de monazita, as expedições de columbita/tantalita são realizadas a partir dos locais onde são obtidas, utilizando-se, também, sacos de ráfia resistentes, que são colocados nos contêineres de transporte.

As figuras 2.4 (a) e 2.4 (b) apresentam a preparação de uma expedição típica de columbita/tantalita.



Figura 2.4 (a) – Embalados de Tantalita/Columbita prontos para carregamento.



Figura 2.3 (b) – Expedição pronta para o transporte.

O tratamento químico da monazita foi realizado no Brasil utilizando-se o seguinte processo: ataque alcalino, agitação e filtragem da monazita moída. Prensagem em filtros-prensa, retendo-se uma torta de produtos não solúveis que contém urânio e tório. Após a separação das terras raras, sob forma de cloreto, obtêm-se um precipitado contendo urânio e tório concentrados [28]. Este concentrado, após filtragem, constituiu-se no que se convencionou chamar de “torta II”. O filtrado, após novo tratamento químico, dá origem a uma torta de sulfato duplo de bário e rádio, conhecida como torta de mesotório, por conter grande quantidade do isótopo Ra-228. Este material é um dos tipos de rejeitos radioativos gerados no processo. A torta II, por sua vez, é considerada como sendo um subproduto do processo, por ser um concentrado de urânio e tório, i.e., material nuclear.

A torta II é um hidróxido de tório impuro, tipo gel, tixotrópico, ou seja a viscosidade diminui quando agitado, com sólidos muito finos em suspensão (100% abaixo de 75 μm), que teve origem no processamento químico da monazita em instalações industriais situadas em São Paulo, já descomissionadas. Em função de flutuações na qualidade da monazita e no processamento químico da mesma, a torta II

pode-se apresentar nas cores marrom, cinza e preta. A composição química deste produto está apresentada, na tabela 2.10.

Tabela 2.10 – Composição química da torta II.

Componente	Teor [%]
ThO ₂	40
Ln ₂ O ₃ (Óxido de terras raras)	8
U ₃ O ₈	1,8
Fe ₂ O ₃	8,5
P ₂ O ₅	1,7
TiO ₂	0,5
Componente	Teor [Bq/t]
²³⁸ U	1,88x10 ⁸
²³⁴ U	1,88x10 ⁸
²³⁴ Th	1,88x10 ⁸
²³⁰ Th	1,88x10 ⁸
²³⁶ Ra	4,88x10 ⁵
²³² Th	1,49x10 ⁹
²²⁸ Th	1,49x10 ⁹
²¹⁰ Pb	2,7x10 ⁶
²²⁸ Ra	Variável com a idade

A tabela 2.11 apresenta as quantidades existentes, atualmente, de torta II, armazenadas em São Paulo (em duas instalações) e Minas Gerais.

Tabela 2.11 – Quantidades armazenadas de torta II no Brasil.

Instalação	Peso [t]
São Paulo (1)	540
São Paulo (2)	3.500
Minas Gerais	12.700
Total	16.740

A torta II era transportada das instalações de beneficiamento de monazita, na cidade de São Paulo, acondicionada em bombonas de 200 l, para duas instalações situadas no Estado de São Paulo e para uma outra, em Minas Gerais.

CAPÍTULO III

CONCEITOS FUNDAMENTAIS DOS REGULAMENTOS DE TRANSPORTE

III.1 – CONSIDERAÇÕES INICIAIS

Os regulamentos de transporte foram estruturados, a fim de se evitar: (i) a dispersão de material radioativo e sua possível ingestão, tanto durante o transporte normal, como, também, em caso de acidente; (ii) o perigo devido à radiação emitida pelo embalado; (iii) o surgimento de uma reação em cadeia; (iv) a exposição do embalado a temperaturas elevadas e a conseqüente degradação do material. Esses objetivos podem ser alcançados desde que:

- se garanta que a contenção do embalado para o transporte de material radioativo esteja adequada, para prevenir sua dispersão e ingestão; portanto, a atividade e a natureza do conteúdo devem ser levadas em conta, quando o embalado estiver sendo projetado;
- se controle o nível externo de radiação, através da incorporação de blindagem ao embalado, e se sinalize o nível de radiação existente externamente ao mesmo. Assim, o nível máximo de radiação externa deve ser considerado, no ato da rotulação, marcação e segregação;
- se controle a configuração dos embalados contendo material fissil;
- se evite níveis elevados de temperatura na superfície do embalado e, conseqüentemente, os danos decorrentes do calor. A temperatura máxima do conteúdo e do embalado é controlada, através da utilização de material adequado, bem como pela adoção de formas de armazenamento que garantam a dissipação do calor.

A lógica dos regulamentos baseia-se nas seguintes premissas:

(a) os embalados, isto é, a embalagem e o conteúdo radioativo, devem ser tratados com os mesmos cuidados adotados para outros produtos perigosos.

(b) a segurança depende basicamente do projeto do embalado e, não, dos procedimentos operacionais.

(c) o expedidor é responsável pela segurança do transporte.

As bases dos Regulamentos foram estabelecidas, então, partindo-se da premissa que o perigo potencial associado com o transporte de material radioativo não fissil depende de dos seguintes parâmetros:

- dose por incorporação (ingestão ou inalação) do radionuclídeo;
- dose externa;
- atividade total contida no embalado;
- forma física do radionuclídeo;
- níveis de radiação externos potenciais.

Como consequência do acima disposto e para que sejam aplicados os requisitos de transporte de materiais radioativos estabelecidos nas normas, torna-se necessário:

- (i) classificar os tipos de materiais a serem transportados;
- (ii) identificar a forma com que tais materiais se apresentam;
- (iii) selecionar o tipo do embalado;
- (iv) estabelecer o Índice de Transporte (IT);
- (v) determinar a categoria dos embalados;
- (vi) especificar a marcação e rotulação desses e
- (vii) identificar placas de aviso para os meios de transporte.

III.2 –CLASSIFICAÇÃO DOS MATERIAIS

Para efeito do transporte de materiais radioativos, prevalecem considerações específicas, sendo as mais relevantes, para o presente trabalho, as abaixo descritas.

Material radioativo – A atual edição dos regulamentos da AIEA não considera mais um único valor de atividade específica (70 Bq/g) para definir os materiais como sendo radioativos para efeito de transporte e, conseqüentemente, não mais utiliza esse valor para isentá-los do atendimento aos requisitos específicos do regulamento. Após a publicação dos novos aspectos de proteção radiológica [32], que vêm sendo adotados mundialmente, foi reconhecido que o valor de 70 Bq/g não possuía um critério radiológico que o justificasse. Foi então decidido utilizar os valores de isenção estabelecidos por [32].

Assim, os regulamentos da AIEA incluem agora limites de concentração e de atividade total para expedições que devem ser utilizados para isentar materiais radioativos do cumprimento dos requisitos de transporte.

Os princípios ora adotados para isenção, em termos de atendimento aos requisitos de transporte, são aqueles aplicáveis, quando:

1. o risco radiológico a indivíduos, causados por uma prática ou fonte isenta, é suficientemente baixo, de forma a que não requeira controle regulatório;
2. o impacto radiológico coletivo de uma prática ou fonte isenta é suficientemente baixo de forma a que não necessite do controle regulatório;
3. as fontes e *práticas* isentas são inerentemente seguras, sem uma apreciável probabilidade de cenários que possa levar a uma falha no atendimento ao estabelecido nos itens (1) e (2).

Ressalta-se que *prática* foi definida como sendo qualquer atividade humana que introduz fontes adicionais de exposição ou vias de exposição ou modifica caminhos de exposições de fontes existentes, de forma a aumentar a probabilidade de exposição de pessoas ou o número de pessoas expostas [32].

Os valores de isenção apresentados em [32], em termos de concentração de atividade e atividade total, foram derivados, admitindo-se, como limitação resultante da prática ou fonte, as seguintes premissas:

- a) uma dose efetiva individual de 10 μSv em um ano, para condições normais; e
- b) uma dose coletiva de 1 homem Sv em um ano de prática, para condições normais.

Embora tenha sido utilizada uma grande variedade de cenários de exposição e de caminhos críticos, para a determinação dos valores de isenção a serem incluídos em [32], as atividades relacionadas ao transporte de materiais radioativos não foram levadas em consideração.

Posteriormente, foram realizados, então, cálculos adicionais para cenários específicos de transporte [9] e, em seguida, os valores encontrados para isenção em termos de cenários de transporte foram comparados com os especificados em [32], tendo sido verificado que em muito pouco diferiam. Assim, ficou estabelecido que pequenas diferenças de valores não justificariam a incorporação, nos regulamentos de transporte, de valores diferentes daqueles utilizados em [32], evitando-se diversos problemas, tanto os legais, como os de compatibilidade entre as práticas.

Materiais sob forma especial – uma fonte selada ou um material sólido indispersível.

Os Regulamentos estabelecem materiais apresentados para transporte sob duas formas: (i) indispersível ou sob forma de fonte selada e (ii) sob outra forma (sujeitas à dispersão). Os materiais que se apresentam sob forma indispersível ou como fonte selada (cápsula metálica fortemente lacrada) apresentam um perigo de contaminação mínimo, embora ainda exista o perigo direto de radiação. Assim, os materiais considerados como *protegidos* do risco de dispersão durante condições de acidente de transporte são designados como estando sob “forma especial”.

Valores A_1 e A_2 : - As normas de transporte mundialmente existentes, baseadas em requisitos propostos pela AIEA, estabelecem os valores conhecidos como A_1 e A_2 para os principais radionuclídeos. Por definição, A_1 é a máxima atividade de um material radioativo *sob forma especial* que pode ser transportado em um embalado do Tipo A; e A_2 é a máxima atividade de um material radioativo *sob outra forma*, que pode ser transportado em um embalado do Tipo A.

III.3 – OUTRAS CLASSES DE MATERIAIS RADIOATIVOS

Alguns materiais radioativos foram classificados pela AIEA como Materiais de Baixa Atividade Específica (BAE). Os regulamentos especificam três tipos de materiais que podem ser classificados como BAE, quais sejam: BAE I, BAE II e BAE III.

A razão para a introdução de uma categoria de material de Baixa Atividade Específica – BAE– nos Regulamentos de IAEA foi a existência de certos materiais sólidos com atividades específicas tão baixas que seria altamente improvável que, em circunstâncias que surgem no transporte, uma massa suficiente de tais materiais pudesse ser incorporada em um indivíduo, de forma a resultar em um dano radiológico significativo [2]. Os minérios de urânio e de tório, seus concentrados físicos ou químicos seriam então materiais que estariam nesta categoria.

O conceito de (BAE) foi estendido, de modo a incluir outros materiais sólidos, tendo como base um modelo que assume ser muito improvável que uma pessoa permaneça muito tempo em uma atmosfera com poeira suficiente para inalar mais de 10 mg de material. Se a atividade específica do material é tal que a quantidade em massa incorporada equivale à incorporação de atividade de $10^{-6}A_2$, como suposto pela

AIEA [2], em um indivíduo envolvido em um acidente de médias proporções no transporte de um embalado do tipo A, então, esse material não apresentaria um maior perigo durante o transporte [2].

Os materiais radioativos de Baixa Atividade Específica do Tipo I, BAE-I, objeto desta tese, foram introduzidos na edição de 1985 dos Regulamentos [10], para descrever materiais de atividades específicas baixas. Esses materiais podem ser transportados sem embalagem, i.e., a granel, ou em embalagens industriais do Tipo I, EI-I, que são projetados com exigências mínimas em termos de transporte. De acordo com os Regulamentos os materiais BAE-I são constituídos apenas de concentrados de minérios de urânio ou tório. Na edição 1996 dos Regulamentos [20], a categoria de materiais BAE-I foi revisada, para que fossem levados em consideração:

- esclarecimentos quanto à abrangência dos Regulamentos relativa a outros minérios que não se pretendesse utilizar para serem processados para utilização dos radionuclídeos presentes;

- materiais físseis em quantidades isentas das exigências de atendimento a requisitos para embalados;

- a introdução de limites de isenção estabelecida em [32].

A definição de materiais BAE-I foi modificada, por conseguinte, para:

- incluir apenas minérios que contêm radionuclídeos de ocorrência natural e que se pretenda processar para uso dos radionuclídeos presentes;

- excluir os materiais físseis, em quantidades que não necessitassem requisitos específicos para embalados;

- adicionar materiais radioativos, nos quais a atividade é distribuída em concentrações de até 30 vezes o nível de isenção.

São, então, classificados como BAE I:

- (i) minérios que contêm radionuclídeos encontrados na natureza (tais como urânio e tório) e concentrados de urânio ou tório desses minérios;

- (ii) urânio natural não irradiado ou urânio empobrecido ou tório natural, compostos sólidos ou líquidos desses elementos ou suas misturas;

- (iii) material radioativo, exceto material físsil, para o qual o valor básico de atividade A_2 não é limitado.

Os materiais classificados como BAE II são: (i) água com concentração de trítio até 0,8 TBq/l; ou (ii) material no qual a atividade esteja distribuída uniformemente e a

atividade específica média estimada não exceda $10^{-4} A_2 /g$, para sólidos e gases, ou $10^{-5} A_2/g$, para líquidos.

Os materiais que são classificados, para transporte, como BAE-II incluem rejeitos radioativos nucleares de reatores que não são solidificados, tais como as resinas de baixa atividade e as lamas de filtro, líquidos absorvidos e outros materiais semelhantes resultantes das operações de reatores e de outras instalações do ciclo do combustível. Além disso, muitos itens de equipamentos contendo produtos de ativação provenientes do descomissionamento de reatores nucleares podem ser classificados como BAE-II.

Tendo em vista que dentre os materiais BAE-II estão aqueles que podem estar disponíveis para a incorporação humana, após um acidente, o limite de atividade específica estabelecido pela AIEA baseou-se numa incorporação de 10 mg por um indivíduo e que o material BAE-II não está uniformemente distribuído (como por exemplo: em frascos de cintilação, rejeitos biológicos e hospitalares e rejeitos de descomissionamento). Assim sendo, a atividade específica permitida é significativamente mais baixa, em um fator de 20, daquela relativa ao material BAE-III.

A justificativa, segundo a AIEA, para essa redução do limite para BAE-II é estabelecer uma *compensação* para efeitos localizados de concentração, nos materiais não uniformemente distribuídos.

Já os materiais classificados como BAE III incluem: material sólido (como, por exemplo, rejeitos consolidados e materiais ativados), nos quais:

- (i) o material radioativo esteja distribuído por um sólido ou um conjunto de objetos sólidos, ou uniformemente distribuído em material aglutinante, compacto e sólido (tais como: concreto, betume, cerâmica, etc.);
- (ii) o material radioativo seja relativamente insolúvel, ou esteja incorporado em matriz relativamente insolúvel, de tal forma que, mesmo com perda de sua embalagem, a liberação de material radioativo por embalado, resultante de ensaio de lixiviação na água por sete dias, não exceda $0,1 A_2$; e
- (iii) a atividade específica média estimada do sólido, excluindo qualquer material de blindagem, não exceda a $2 \times 10^{-3} A_2/g$.

Os requisitos estabelecidos para materiais BAE-III foram principalmente planejados para acomodar certos tipos de expedições de rejeitos radioativos, com uma atividade específica média estimada superior a $10^{-4} A_2/g$ dos limites estabelecidos para

BAE-II. O limite de atividade específico mais alto, $2 \times 10^{-3} \text{ A}_2/\text{g}$ para materiais de BAE-III foi justificado, segundo a AIEA, pela:

- restrição de tais materiais a sólidos que não sejam prontamente dispersíveis, excluindo explicitamente a forma em pó, bem como líquidos ou soluções;
- necessidade da realização de teste de lixiviação para demonstrar insolubilidade suficiente do material para resistir às condições ambientais adversas, tais como chuva;
- utilização de embalados do tipo EI-3, sob condições de uso não exclusivo, semelhantemente ao exigido para embalados do Tipo A.

III.4 – SELEÇÃO DO TIPO DE EMBALADO

Tipos Primários - O tipo do embalado para transporte de determinado conteúdo radioativo, por determinado meio de transporte, com vistas ao desempenho adequado da respectiva embalagem, em termos de sua integridade, deve ser selecionado dentre um dos cinco tipos primários e explicitado, em cada caso, se o embalado contém material físsil. Os embalados que podem ser utilizados para o transporte de materiais radioativos são os seguintes:

- embalados Exceptivos;
- embalados Industriais;
- embalados Tipo A;
- embalados Tipo B;
- embalados Tipo C.

Embalados Exceptivos - são aqueles nos quais o conteúdo radioativo permitido é restrito a níveis tão baixos que os perigos potenciais são insignificantes. Assim, nenhum teste é requerido com relação à capacidade de retenção do conteúdo do embalado ou da integridade da blindagem [2]. Exige-se, entretanto, que o nível de radiação máximo na superfície de um embalado exceptivo não exceda a $5 \mu\text{Sv/h}$, de forma a assegurar que material fotográfico nas proximidades não seja danificado.

Geralmente, considera-se que exposições à radiação não superiores a $0,15 \text{ mSv}$ não resultem em danos inaceitáveis a filmes fotográficos não revelados. Deste modo, um embalado contendo filme fotográfico não revelado poderia permanecer em contato com um embalado exceptivo, com nível de radiação máximo, ao contato, de $5 \mu\text{Sv/h}$, por mais de 20 h, de forma a que fosse atingido um nível de dose de $0,1 \text{ mSv}$.

O mesmo argumento acima é utilizado pela AIEA para estabelecer não ser necessária a segregação de embalados exceptivos de indivíduos do público, já que qualquer dose de radiação para indivíduos do público seria insignificante, em caso de embalados exceptivos, até mesmo se o embalado fosse transportado no compartimento de passageiros de um veículo.

Embalados Industriais – são aqueles com conteúdo radioativo limitado, em conformidade com requisitos específicos da Agência [20], e devem ser classificados, por nível de integridade, em um dos três seguintes tipos:

- a. Tipo EI-1;
- b. Tipo EI-2;
- c. Tipo EI-3.

O mais simples, o embalado do Tipo EI-1, foi imaginado para reter o conteúdo radioativo em condições rotineiras de transporte.

Os embalados do Tipo EI-2 e EI-3 são projetados para prevenir perda ou dispersão do conteúdo radioativo em condições normais de transporte que, por definição, incluem incidentes secundários. Para tanto, são especificados testes a que devem resistir tais embalados, simulando essas condições. Além do mais, embalados do Tipo EI-3 devem prover a mesma integridade de embalados do Tipo A, destinados ao transporte de materiais sólidos.

Embalados do Tipo A - Os diversos requisitos estabelecidos pela AIEA para o controle de liberações radioativas de embalados, utilizados em transporte, são baseados nos limites dos conteúdos em atividade para um embalado do Tipo A. Esses embalados são projetados para prover transporte econômico para grande número de expedições, com baixa atividade radioativa, alcançando, ao mesmo tempo, um nível alto de segurança.

Os limites de conteúdo de embalados do Tipo A são fixados, de forma a assegurar que as consequências radiológicas resultantes de um dano severo a um embalado desse tipo são aceitáveis e, assim sendo, não é requerida a aprovação do projeto pela autoridade competente, com exceção dos embalados contendo material físsil.

Embalados do Tipo B - são embalados projetados para transportar conteúdos radioativos com atividades superiores ao prescrito para embalados do tipo A. Tais embalados possuem requisitos específicos estabelecidos pela AIEA [20], mas, neste caso, é necessária a aprovação do projeto pela autoridade competente. Os requisitos de

transporte exigidos para embalados do Tipo B são estabelecidos, de forma a reduzir a um nível muito baixo a probabilidade de liberação radioativa significativa, proveniente de tal embalado, após um acidente severo de transporte [2].

Os embalados do Tipo B são ainda classificados como do Tipo B(U) e Tipo B(M).

Embalado Tipo B(U) - embalado Tipo B que, sendo projetado de acordo com critérios adicionais de projeto e de contenção específicos, requer somente aprovação unilateral do projeto e de quaisquer medidas de acondicionamento eventualmente necessárias para dissipação de calor. A aprovação unilateral é aquela requerida apenas pela autoridade competente do país de origem do projeto embalado.

Embalado Tipo B(M) - embalado Tipo B que requer aprovação multilateral do projeto e, em certas circunstâncias, das condições de remessa, em razão de seu projeto deixar de satisfazer um ou mais critérios adicionais específicos para os embalados Tipo B(U). A aprovação multilateral é feita conjuntamente entre a autoridade competente do país de origem, do projeto ou do transporte e cada país, no qual ou para o qual a expedição deve ser transportada. A expressão “no qual ou para o qual” não inclui “sobre o qual”, isto é, a aprovação e os requisitos de notificação não se aplicam ao país sobre o qual o material radioativo esteja sendo transportado em aeronave, desde que não haja escala prevista nesse país.

Embalado Tipo C – além dos requisitos estabelecidos para embalado do Tipo B, o do Tipo C deve ser capaz de resistir a um acidente severo no transporte aéreo, sem perda de retenção do conteúdo radioativo ou aumento do nível de radiação externo, a um nível que possa por em perigo o público ou os que estivessem envolvidos em operações de resgate ou de descontaminação. Desse modo, o projeto do embalado prevê que ele seja recuperado de modo seguro, mas sua reutilização não seria necessariamente possível.

Finalmente, para a seleção dos embalados acima, devem ser inicialmente identificadas a natureza do conteúdo radioativo e sua atividade total. A partir dos valores básicos de atividade (A_1 e/ou A_2) dos radionuclídeos presentes, deve ser então avaliado o atendimento dos requisitos de limitação de atividade aplicáveis a cada tipo de embalado.

Uma vez selecionado o tipo de embalado, devem ser obedecidos os requisitos de projeto aplicáveis, em sua preparação para transporte.

III.5 – LIMITAÇÃO DE ATIVIDADE

III.5.1 - Hipóteses Consideradas

A limitação de atividade do conteúdo radioativo do embalado é alicerçada nas seguintes hipóteses:

- é improvável um indivíduo permanecer a uma distância de 1 metro de um embalado por mais de 30 (trinta) minutos;
- a dose equivalente efetiva ou a dose equivalente efetiva comprometida para um indivíduo exposto na vizinhança de um transporte de embalado em condições de acidente (exceto resultante de operações de limpeza) não deve exceder o limite de dose anual para trabalhadores, 50 mSv;
- as doses equivalentes ou doses equivalentes comprometidas recebidas pelos órgãos individuais, inclusive a pele, de uma pessoa envolvida em um acidente de transporte não devem exceder 500 mSv ou, no caso especial do cristalino, 150 mSv.

De acordo com a norma sobre radioproteção adotada na atual regulamentação basileira de transporte [24], as seguintes definições são aplicáveis:

- a) Dose Equivalente (ou equivalente de dose) - grandeza equivalente à dose absorvida no corpo humano modificada de modo a constituir uma avaliação do efeito biológico da radiação, sendo expressa por:

$$H = D \cdot Q \quad (3.1)$$

onde:

D - dose absorvida num ponto de interesse do tecido ou órgão humano;

Q - fator de qualidade da radiação no ponto de interesse.

- b) Dose Equivalente Efetiva - grandeza expressa por:

$$H_E = \sum_T w_T \bar{H}_T \quad (3.2)$$

onde:

w_T - fator de ponderação para o tecido ou órgão T dado na tabela II;

\bar{H}_T - dose equivalente média no tecido ou órgão T.

c) Dose Equivalente Comprometida (para uma dada incorporação) - dose equivalente que será acumulada num tecido ou órgão nos 50 (cinquenta) anos, no corpo humano, após o instante da admissão, expressa por:

$$H_{T,50} = \int_{t_o}^{t_o+50} \dot{H}_T(t) dt \quad (3.3)$$

onde:

$\dot{H}_T(t)$ - taxa de dose equivalente no tecido ou órgão T resultante da incorporação;

t_o - instante da admissão.

d) Dose Equivalente Efetiva Comprometida (para uma dada incorporação) - dose equivalente efetiva que será acumulada nos 50 (cinquenta) anos, no corpo humano, após o instante da admissão, expressa por:

$$H_{E,50} = \int_{t_o}^{t_o+50} \dot{H}_E(t) dt \quad (3.4)$$

onde:

$\dot{H}_E(t)$ - taxa de dose equivalente efetiva resultante da incorporação;

t_o - instante da admissão.

Ressalta-se que a norma brasileira sobre proteção radiológica [24] encontra-se em processo revisional, que será baseada em [32], não tendo sido ainda publicadas suas complementações, o que não permitiu a inclusão, neste trabalho das novas grandezas estabelecidas para a radioproteção. Destaca-se, ainda; que os novos conceitos contidos em [32] ainda não foram totalmente incorporados aos regulamentos da AIEA sobre transporte, o que deverá ser feito nas próximas revisões desses regulamentos.

III.5.2 - Valores Básicos de Atividade

Para uma dada atividade total do conteúdo radioativo, a seleção do tipo primário do embalado, deve ser apoiada no cálculo dos valores básicos de atividade, A_1 e A_2 , determinados, utilizando-se o sistema Q, a ser descrito no decorrer deste trabalho.

III.5.3 - Limites para Embalados Exceptivos

Os embalados exceptivos que encerram materiais radioativos outros que não artigos fabricados de urânio natural, urânio empobrecido ou tório natural, não devem conter atividades superiores aos limites aplicáveis, especificados em [1].

Para artigos fabricados de urânio natural, urânio empobrecido ou tório natural, os embalados exceptivos podem conter qualquer quantidade desses materiais, desde que a superfície externa do urânio ou do tório seja protegida por um revestimento inativo de metal ou de alguma outra substância resistente.

Limites para Embalados Industriais:

A atividade total de material BAE em cada embalado industrial ou objeto ou coleção de objetos, conforme apropriado, deve ser restrita de modo a que não sejam excedidos:

- o nível de radiação externo a 3 m do embalado, sem blindagem, de 10 mSv/h (1 rem/h);
- os limites de atividade para um único meio de transporte, estabelecidos em [1].

Limites para Embalados Tipo A:

Os embalados Tipo A não devem conter atividades superiores às seguintes:

- A_1 , para material radioativo sob forma especial;
- A_2 , para material radioativo sob outras formas.

Para cadeias de decaimento radioativo, nas quais um nuclídeo filho tenha meia-vida superior a 10 dias ou superior a do nuclídeo pai, esse nuclídeo e aquele nuclídeo filho devem ser considerados como uma mistura de diferentes nuclídeos. No caso de

uma mistura de radionuclídeos, cujas identidades e respectivas atividades sejam conhecidas, devem ser aplicadas as seguintes equações (3.5 e 3.6):

a) para material radioativo sob forma especial:

$$\sum_i \frac{B(i)}{A_1(i)} \leq 1 \quad (3.5)$$

b) para outras formas de material radioativo:

$$\sum_i \frac{B(i)}{A_2(i)} \leq 1 \quad (3.6)$$

onde:

$B(i)$ - atividade do radionuclídeo i ;

$A_1(i)$ - valor de A_1 , para o radionuclídeo i ;

$A_2(i)$ - valor de A_2 , para o radionuclídeo i .

O valor de A_2 para misturas pode, alternativamente, ser determinado através da equação (3.3):

$$A_2 = \frac{1}{\sum_i \frac{f(i)}{A_2(i)}} \quad (3.7)$$

onde:

$f(i)$ - fração da atividade do nuclídeo i na mistura;

$A_2(i)$ - valor apropriado de A_2 para o nuclídeo i .

Quando a identidade de cada radionuclídeo na mistura é conhecida, mas as atividades individuais de alguns deles não são conhecidas, os radionuclídeos podem ser agrupados e o menor valor de A_1 ou A_2 , conforme apropriado, em cada grupo, pode ser usado na aplicação das equações (3.5, 3.6 e 3.7).

Limites para Embalados Tipo B:

Os embalados Tipo B, B(U) e B(M), com valores de atividade superiores a A_1 e A_2 , em conformidade com o que estiver autorizado e especificado nos certificados de aprovação dos respectivos projetos, não devem conter:

- atividades superiores às autorizadas;
- radionuclídeos diferentes daqueles autorizados;
- conteúdos em estado físico ou químico ou em forma diferente daqueles autorizados.

Os embalados Tipo C, também com valores superiores a A_1 e A_2 , também de acordo com o que estiver autorizado e especificado nos certificados de aprovação dos respectivos projetos, similarmente aos embalados do Tipo B, não devem conter:

- atividades superiores às autorizadas;
- radionuclídeos diferentes daqueles autorizados;
- conteúdos em estado físico ou químico ou em forma diferente daqueles autorizados.

III.6 – REQUISITOS E CONTROLES PARA TRANSPORTE DE MATERIAL BAE SEM EMBALAGEM OU EM EMBALADO DO TIPO INDUSTRIAL

Os materiais BAE podem ser transportados sem embalagem, i.e., a granel, ou em embalados do Tipo Industrial, EI, conforme especificado na tabela 3.1 [1].

A quantidade de material BAE em um único Embalado Industrial Tipo 1 (Tipo EI-1), Embalado Industrial Tipo 2 (Tipo EI-2), Embalado Industrial Tipo 3 (Tipo EI-3) deverá ser restrita, de modo que o nível máximo externo de radiação, a 3 m do material, sem blindagem, não exceda 10 mSv/h.

Tabela 3.1 – Tipos de embalados para o transporte de material BAE.

CONTEÚDO	TIPO DE EMBALADO INDUSTRIAL	
	SOB USO EXCLUSIVO	SOB USO NÃO EXCLUSIVO
BAE-I Sólido Líquido e Gasoso	EI-1 EI-1	EI-1 EI-2
BAE-II Sólido Líquido e Gasoso	EI-2 EI-2	EI-2 EI-3
BAE-II	EI-2	EI-3

Material BAE-I pode ser transportado a granel, i.e, sem embalagem, desde que:

a) todo o material a granel, excetuando-se minérios que contêm radionuclídeos naturais, seja transportado de tal modo que, em condições rotineiras de transporte, não haja fuga do conteúdo radioativo do meio de transporte, nem perda da blindagem;

(b) o meio de transporte esteja sob uso exclusivo.

A atividade total de material BAE contido em embalados EI-1, EI-2, EI-3 ou a granel, em um único meio de transporte ou porão de embarcação lacustre ou fluvial não deve exceder os limites apresentados na tabela 3.2 [1].

Tabela 3.2 - Limites de atividade em meios de transporte para material BAE.

Tipo de Material BAE	Limites de atividade para meios de transporte exceto embarcação lacustre ou fluvial	Limites de atividade para porão ou compartimento de embarcação lacustre ou fluvial
BAE-I	Sem limite	Sem limite
BAE-II e BAE-III: sólidos não-combustíveis	Sem limite	100 A ₂
BAE-II e BAE-III: sólidos combustíveis e todos líquidos e gases	100 A ₂	10 A ₂

III.7 – ÍNDICE DE TRANSPORTE, CATEGORIA DE EMBALADOS, MARCAÇÃO E ROTULAÇÃO

ÍNDICE DE TRANSPORTE

Para estabelecer, conforme aplicável, um controle sobre a exposição à radiação e criticalidade nuclear, limites de conteúdo radioativo, categorias para rotulação, requisitos para uso exclusivo e para espaçamento, durante o armazenamento em trânsito, entre outros, um número - o Índice de Transporte (IT) - é atribuído a um embalado, pacote de embalados, tanque ou contêiner com material radioativo e material BAE-I.

O índice de transporte baseado no controle da exposição à radiação é o número que expressa a taxa máxima de dose, ainda em mrem/h, na legislação existente e em vigor, a um metro da superfície externa de um embalado. Esse valor deve ser arredondado para cima até a primeira casa decimal, exceto quando igual ou inferior a 0,05, ocasião em que pode ser considerado igual a zero.

Para um pacote de embalados, o índice de transporte é igual à soma dos índices de transporte de cada embalado.

Exceto no caso de expedições na modalidade de *uso exclusivo*, o índice de transporte de cada embalado individual, ou pacote de embalados, não deve exceder 10 vezes o Nível Máximo de Radiação, NRM, em qualquer ponto da superfície externa do embalado, ou pacote de embalados, não deve ultrapassar 2 mSv/h .

Ressalta-se que *uso exclusivo*, para efeito de transporte, significa o uso, com exclusividade, por um único expedidor, de um meio de transporte ou de um grande contêiner com comprimento mínimo de 6 (seis) metros, de modo que quaisquer operações de carga e descarga sejam realizadas segundo orientação do expedidor ou do destinatário.

Se uma expedição não satisfizer todos os requisitos aplicáveis, deverá ser realizada na modalidade de *arranjo especial*. Neste caso, o expedidor deve garantir que o transporte será efetuado com segurança, adotando, para tanto, medidas adicionais ou restritivas que compensem o descumprimento de alguns itens estabelecidos pelos regulamentos. Esse tipo de transporte requer a aprovação da autoridade competente local. Para transporte internacional, faz-se necessária uma aprovação *multilateral*.

O índice de transporte é obtido de acordo com o que se segue:

1- determinação do Nível de Radiação Máximo (NRM), a 1 m da superfície externa da carga considerada, e multiplicação por 100 (cem), se expresso em mSv/h, ou por 1 (um), se expresso em mrem/h;

2 - para minérios e concentrados de urânio e tório, a determinação prescrita acima pode ser substituída pela adoção dos seguintes valores para o NRM em qualquer ponto a 1 m da superfície externa da carga:

- 0,4 mSv/h, para minérios e concentrados físicos de urânio e tório;
- 0,3 mSv/h, para concentrados químicos de tório;
- 0,02 mSv/h, para concentrados químicos de urânio,

No caso de tanques e contêineres e material BAE-I, a fim de se levar em conta a dimensão da carga, o IT correspondente será igual ao resultado da multiplicação do valor estabelecido, conforme itens (1) e (2) acima, pelo fator apropriado, fornecido pela Tabela 3.3. A determinação do valor do IT é de extrema importância para materiais BAE-I, posto que, a partir desse valor, são impostas as restrições ao transporte desse material, inclusive entre países.

No caso de cargas de dimensões grandes, onde o conteúdo não pode ser considerado como uma fonte pontual, os níveis de radiação externos não decrescem com o quadrado da distância. Assim, foi proposto pela AIEA [20] um mecanismo para compensar o fato de que os níveis de radiação, para distâncias da carga maiores que 1 metro, são maiores que aqueles calculados pela lei do inverso do quadrado da distância e atrelado a isso, fatores de multiplicação, de forma a garantir uma correspondência entre as dimensões da carga e os Índices de Transportes equivalentes, baseando-se em [33]. A tabela 3.3 apresenta os fatores de multiplicação, propostos pela AIEA, em função das dimensões das cargas.

Tabela 3.3 - Fator de Multiplicação em função das dimensões da carga.

Dimensão da Carga (Maior Área da Seção Reta) D [m ²]	Fator de Multiplicação
1	1
1 < D ≤ 5	2
5 < D ≤ 20	3
D > 20	10

3 – determinação do controle da criticalidade nuclear nos arranjos de embalados contendo material fissil. Para tanto, deve ser obtido um Índice de Segurança de Criticalidade, ISC; dividindo-se o número 50 (cinquenta) pelo número de embalados (N), ou seja, $ISC = 50/N$, podendo ser zero, desde que um número muito grande de embalados seja subcrítico (isto é, N é praticamente igual a infinito).

O número N é determinado, para fins da manutenção de subcriticalidade de um arranjo de embalados contendo material fissil, e deve ser calculado, admitindo-se que, se os embalados forem empilhados juntos em qualquer arrumação, com a pilha revestida em todos os lados por uma espessura refletora de 20 cm de água (ou equivalente), sejam satisfeitas as seguintes condições:

- 5 vezes “N” embalados não danificados, sem nada entre eles, constituiriam um conjunto subcrítico;

- 2 vezes “N” embalados danificados, com moderação hidrogenada entre eles resultando na maior multiplicação de nêutrons possível, formariam um conjunto subcrítico.

A Tabela 3.4 mostra como deve ser determinado os Índices de Transporte para diferentes tipos de carregamento [1].

Tabela 3.4 – Determinação do Índice de Transporte.

Item	Conteúdo	Índices de Transporte (IT)
Embalados	Material não fissil	O IT para radiação
	Material fissil	O maior entre o IT para radiação e o ISC para criticalidade
Pacotes não rígidos	Embalados	A soma dos IT de todos os embalados contidos.
Pacotes rígidos	Embalados	A soma dos IT 's de todos os embalados contidos, ou, para o expedidor original, o IT para radiação ou a soma dos IT de todos os embalados
Contêineres	Embalados ou pacotes de embalados	A soma dos IT's e todos os embalados e pacotes de embalados contidos
	Material BAE	A soma dos IT's ou o maior entre o IT medido para radiação e o ISC para criticalidade
Contêineres sob uso exclusivo	Embalados ou pacotes de embalados	A soma dos IT's ou o maior entre o IT para radiação e o ISC para criticalidade
Tanques	Material não fissil	O IT para radiação
	Material fissil	O maior entre o IT para radiação e o ISC para criticalidade
A granel	Material BAE-I	O IT para radiação

CATEGORIAS DE EMBALADOS

Para a determinação da categoria do embalado, determina-se o Índice de Transporte e, a seguir, os níveis de radiação na superfície. Os embalados ou pacotes de embalados são então rotulados de acordo com as seguintes categorias: I-Branca, II-Amarela, III-Amarela ou III-Amarela sob uso exclusivo, em conformidade com os níveis de radiação que constam na tabela 3.5 [1].

Tabela 3.5 – Categoria de rótulos para embalados.

Índice de Transporte Máximo (IT)	Nível de Radiação na Superfície Externa do Embalado	Categoria
0	não mais do que 5 $\mu\text{Sv/h}$	I-Branca
$0 < IT \leq 1$	mais que 5 $\mu\text{Sv/h}$, mas não mais que 0,5 mSv/h	II-Amarela
$1 < IT \leq 10$	mais que 0,5 mSv/h, mas não mais que 2 mSv/h	III-Amarela
$IT > 10$	mais que 2 mSv/h, mas não mais que 10 mSv/h	III-Amarela sob uso exclusivo

Obs.: Embalados transportados segundo a modalidade de Arranjo Especial, isto é, uma expedição que não satisfaz todos os requisitos aplicáveis dos regulamentos, devem ser rotulados como categoria III-Amarela.

Os níveis de radiação foram estabelecidos em 1973 [7] foram mantidos até os dias atuais. Foram baseados em cenários de manuseios de embalados em áreas de carga, tempos de exposição de trabalhadores envolvidos no transporte e exposição de filmes fotográficos. As bases foram as seguintes:

(i) 5 $\mu\text{Sv/h}$ na superfície – para a obtenção desse nível foi considerado o efeito da radiação em filmes fotográficos, não tendo sido levada em conta a exposição de pessoas. Os valores, que serviram de base para esses níveis, foram obtidos em 1947 e incorporados na edição 1961 dos regulamentos [3]. Tais valores, na época, levavam em consideração que haveria opacificação de filmes fotográficos com raios-x em um limiar de 0.15 mSv. No regulamento de 1961 [3], foi adotado o valor de 0.1 mSv, relacionando-se a um tempo de exposição de 24 horas. A partir desse valor, foi estipulado, nas edições posteriores dos regulamentos [5,6,7,8], um tempo de exposição

de 20 horas e um limite de dose de 5 $\mu\text{Sv/h}$, aplicado à categoria Branco-I, que, de acordo com a AIEA [2] proveria suficiente proteção aos filmes não revelados, ao mesmo tempo que não resultaria em doses inaceitáveis a trabalhadores envolvidos com o transporte, não sendo necessários requisitos para a segregação dos embalados.

(ii) níveis de 0.1 mSv/h a 1 m da superfície do embalado. Este valor foi estabelecido de forma a ser considerada uma limitação de dose em pessoas e exposição de filmes fotográficos, levando em conta, desta feita, a dose de 0,1 mSv especificada em (i), a taxa de exposição a 1 metro do embalado e um tempo de exposição de 1 hora. Para tal, um tempo de trânsito de 24 horas e uma distância de separação de 4,5 m entre os embalados foram estipulados. Esses valores foram obtidos, de acordo com o regulamento da AIEA [2], de dados sobre embalados contendo rádio, que eram transportados por via férrea, nos Estados Unidos, em 1947 [2]. A dose resultante corresponderia a aproximadamente 0,1 mSv, em 24 horas, a 4,5 metros do embalado [34,35].

(iii) nível de 2.0 mSv/h na superfície do embalado- um limite de 2.0 mSv/h foi também estabelecido, considerando o disposto em (ii) levando em consideração que um trabalhador transportaria o referido embalado próximo ao corpo, por cerca de 30 minutos por dia de trabalho. Isso faria com que fosse obedecido o limite permissível de 1 mSv por 8 horas de trabalho [36]. A AIEA reconhece que tais limitações não são mais aceitáveis, mas, de acordo com pesquisas realizadas com trabalhadores envolvidos em transporte de materiais radioativos, esclarece que tais cenários ainda podem ser considerados aceitáveis [37,38].

MARCAÇÃO, ROTULAÇÃO

Todo embalado, tanque ou contêiner deve exibir o rótulo de risco que lhe corresponde. Para tanques e contêineres poder-se-á utilizar, alternativamente, rótulos de risco idênticos aos que devem ser afixados na lateral e na parte traseira de veículos. As duas laterais opostas dos embalados, ou pacotes de embalados, ou os quatro lados de tanques e contêineres devem ser rotulados.

III.8 – NÍVEIS PERMISSÍVEIS DE RADIAÇÃO

De relevância para este trabalho, são os níveis de radiação permissíveis para o transporte, estabelecidos através dos seguintes requisitos:

Segundo a AIEA [32] e as novas diretrizes de proteção radiológica [32], uma série de limitações de dose foram estabelecidas, em especial a dose efetiva para indivíduos do público de 1 mSv por ano e de 20 mSv para trabalhadores ocupacionalmente expostos, considerando-se a média de 5 (cinco) anos consecutivos e não excedendo 50 mSv em um único ano, além dos outros limites e princípios de radioproteção que também devem ser observados, tais como limites para extremidades, lentes dos olhos, princípio ALARA (nível de doses tão baixo quanto razoavelmente exequível), dentre outros.

A limitação em termos de níveis de radiação foi estabelecida pela AIEA, baseando-se em [32], mas com considerações especiais para as atividades de transporte. Assim sendo, três categorias foram instituídas, que devem ser levadas em consideração, para a decisão sobre a necessidade da realização de monitorações individuais ou de uma avaliação específica das doses efetivas envolvidas no transporte, quais sejam:

a) É muito improvável que seja excedido 1 mSv por ano. Desse modo: (i) não é necessário estabelecer nenhum padrão especial para o trabalho a ser realizado; (ii) é desnecessária a execução de um programa para a avaliação das doses; e (iii) não é requerido o registro de monitoração individual.

b) É provável que as doses se encontrem entre 1 e 6 mSv por ano. Nesse caso, deve ser conduzido um programa para avaliação das doses envolvidas, através da monitoração individual ou dos locais de trabalho;

(c) é provável que as doses excedam a 6 mSv por um ano. Nesta situação devem ser efetuadas monitorações individuais.

Nos regulamentos da AIEA, é ressaltado que registros devem ser mantidos sempre que sejam realizadas monitorações individuais ou de área.

O nível máximo de radiação, em qualquer ponto da superfície externa de um embalado ou pacote de embalados, não deve exceder 2 mSv/h (200 mrem/h), exceto nos casos em que:

- devem ser transportados, em regime de uso exclusivo por ferrovia ou rodovia; o veículo deve possuir cobertura para prevenir o acesso de pessoas não autorizadas ao

seu interior; O embalado ou pacote de embalados devem ser fixados de modo a impedir deslocamentos dentro do veículo, ocorrendo qualquer operação de carga e descarga do início ao fim do transporte;

- sejam transportados na modalidade de uso exclusivo e possuam aprovação especial para o transporte em embarcação ou em aeronave cargueira. Para a expedição efetuada na categoria de uso exclusivo por ferrovia ou rodovia, o nível máximo de radiação não deve exceder:

- 10 mSv/h (1000 mrem/h), em qualquer ponto da superfície externa de todo embalado ou pacote;

- 2 mSv/h (200 mrem/h), em qualquer ponto das superfícies externas do veículo;

- 0,1 mSv/h (10 mrem/h), em qualquer ponto à distância de dois metros dos planos verticais representados pelas superfícies laterais externas do veículo.

III.9 – O SISTEMA Q

Segundo a AIEA [14], o desenvolvimento do sistema Q foi realizado por H.F. Macdonald e E.P. Goldfinch, através de um acordo de pesquisa com a própria Agência. O sumário do relatório dessa pesquisa foi publicado em 1986 [15].

A introdução do sistema Q foi um desenvolvimento importante com relação aos modelos propostos nos primeiros regulamentos, ou seja, o antigo sistema A_1/A_2 [7,12]. Particularmente, houve, com o sistema Q, um avanço no estabelecimento de limites para os conteúdos radioativos que podem ser transportados em um embalado. No sistema Q, toda limitação está baseada no impacto que o conteúdo radioativo de uma determinada embalagem pode causar. No sistema A_1/A_2 , os limites para embalados do tipo A seriam obtidos em função de valores, nomeados de A_1 , para material sob forma especial, e A_2 , para materiais em outras formas. As bases dosimétricas para o sistema A_1/A_2 não tinham fundamentação científica razoável.

Como base principal da limitação para o sistema Q, foi estabelecido o embalado do Tipo A. Essa escolha se deve ao fato de que tais embalados são amplamente utilizados, tornam o transporte econômico para um amplo número de pequenas remessas, atingindo um elevado nível de segurança, em função dos cenários resultantes de liberação eventual, por exemplo, em caso de um incidente de transporte. O conteúdo é então estabelecido, de forma a assegurar que um dano severo ao embalado não venha

resultar em conseqüências inaceitáveis, de acordo com os requisitos de radioproteção, bem como não torne necessária a aprovação pela autoridade regulatória dos projetos dos embalados.

O sistema Q, ilustrado na figura 3.1, foi desenvolvido com o objetivo de limitar a quantidade de material radioativo em embalagens do tipo A, a partir de algumas hipóteses relativas à probabilidade de exposição de um indivíduo à radiação (interna e externa), durante um eventual acidente em seu transporte.

Assim, conforme a apresentação na figura 4.1, os seguintes valores limites foram estabelecidos:

Q_A - Dose externa devido a fótons;

Q_B - Dose externa devido às partículas beta;

Q_C - Dose devido à inalação;

Q_D - Dose de contaminação de pele e ingestão;

Q_E - Dose decorrente da imersão em nuvem radioativa.

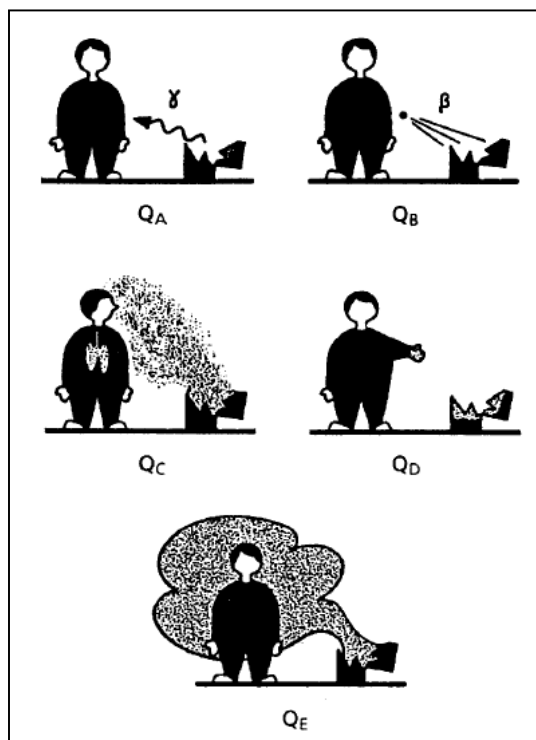


Figura 3.1- Representação esquemática de vias de exposição empregadas no sistema Q.

Para se determinar o valor de A_1 , apenas duas possibilidades devem ser levadas em consideração, pelo fato deste parâmetro estar relacionado apenas às fontes seladas, Q_A e Q_B .

O valor de A_1 é o menor entre os valores obtidos para Q_A e Q_B :

Já no caso de material radioativo sob outra forma, ou seja, para calcular A_2 , devem ser consideradas as doses nos cenários Q_C , Q_D e Q_E . O valor de A_2 , similarmente a A_1 , será o menor valor entre obtido entre os valores de Q_C , Q_D e Q_E .

As considerações, a seguir, apresentam o que vem sendo atualmente aceito, nacional e internacionalmente, em termos de transporte de materiais BAE-I, em especial com relação à utilização do sistema Q, anteriormente mencionado.

Ressalta-se que o cenário que ora serve de base ao sistema Q data de 1987. Assim, a AIEA [12] propôs a limitação de atividade do conteúdo radioativo do embalado, baseando-se nas hipóteses apresentadas em III.5 neste trabalho. Utilizando essas hipóteses e a nomenclatura adotada por normas brasileiras [24], são obtidos valores de atividade para radionucléios individuais que seriam empregados, em especial,

na classificação dos tipos de embalados. Para tanto, a AIEA propôs as seguintes considerações:

- No caso de incorporação (por inalação, ingestão ou ferimento), a atividade que resultaria em uma dose interna igual ao Limite de Incorporação Anual (LIA) corresponderia à dose equivalente efetiva comprometida de 50 mSv ou a uma dose equivalente comprometida no órgão individual de 500 mSv .
- No caso de exposição externa, a atividade resultaria em uma dose de pele contaminada de 500 mSv, admitindo-se: 1% do conteúdo radioativo disperso numa área de 1 m², a pele do trabalhador com espessura de 7 mg/cm²; e mãos contaminadas em 10% daquele nível, sem luvas e lavadas dentro de 5 horas;
- No caso de radionuclídeo gasoso, a atividade correspondente à concentração integrada no tempo, atingiria o limite de dose equivalente de 500 mSv, admitindo-se que 100% do conteúdo radioativo, seja comprimido ou não, fosse liberado em depósito de 3 m x 10 m x 10 m com 4 renovações de ar por hora.

Os valores, obtidos a partir das suposições acima, dão origem aos limites que compõem o sistema Q [12].

Para o cálculo do Q_A , foram utilizados dados sobre energias, intensidade de radiação e esquemas de decaimento estabelecidos em [39].

No cálculo de Q_B , foram utilizados os valores tabelados para a distribuição de dose beta por Cross et al. [40], bem como os dados obtidos por Bailey [41].

O cálculo dos valores de Q_C se fundamentou na revisão feita por Hadjiantonion, Amiriotis e Zannos [42], que referenciaram o desempenho de embalados do tipo A, após queda de avião e incêndio, dentro do contexto dos parâmetros necessários ao cálculo do Q_C .

Stewart [43] reportou alguns dados referentes às frações respiráveis de aerossóis, para condições de acidentes com urânio e plutônio. Dados referentes às frações respiráveis de aerossóis, em condições de acidente, são esparsos na literatura e podem apenas ser encontrados para alguns materiais.

Haddiantonion, Amiriotis e Zanos [42], bem como Taylor [44], reportaram a importância dos restos remanescentes da embalagem como barreira para impedir a liberação para o meio ambiente de radionuclídeos, após um acidente envolvendo um dano mecânico severo e fogo.

Dados referentes aos fatores de diluição, na direção contrária ao vento, foram listados por Bryant [45], para condições de tempo altamente instáveis ou altamente estáveis.

Para o cálculo de contaminação de pele e conseqüente obtenção de Q_D , a AIEA utilizou as condições propostas por Dunster [46], o qual considerou que 1% do conteúdo do embalado foi espalhado uniformemente em uma área de 1 m^2 e que a manipulação dos restos desse embalado resultaria em uma contaminação nas mãos de 10% desse valor. A condição proposta por Dunster [46] foi também utilizada como referência pela AIEA para o cálculo de incorporação via ingestão. Para tanto, supôs a ingestão de contaminação na pele (10^{-3} m^2) em um período de 24 h. Os valores de Q_D foram calculados utilizando os dados relativos aos espectros beta apresentados pelo ICRP [47].

Goldfinch e Macdonalds [48] apresentaram os aspectos dosimétricos e taxas de liberação para embalados do Tipo B que foram utilizados para o cálculo de Q_D . Para tanto, empregaram os valores referentes à Concentração Derivada no Ar (DAC), recomendados pela ICRP [23], considerando a exposição ocupacional, em 40 horas por semana, num período de 50 semanas, em um local de fechado com um volume de 500 m^3 de ar.

Para o cálculo de Q_E , a IAEA [20] considerou a dose por submersão em isótopo gasoso, liberado em um acidente, que não foi incorporado. A liberação de 100% do conteúdo do embalado acontece em um galpão de armazenamento com dimensões de $3 \text{ m} \times 10 \text{ m} \times 10 \text{ m}$, supondo-se a ocorrência de 4 (quatro) renovações de ar por hora.

Ainda segundo a AIEA [7], permanece atualmente a asserção de que, para materiais cujas atividades específicas são muito baixas, é inconcebível que uma incorporação possa resultar em um *perigo significativo* de radiação. Portanto, tais materiais foram classificados como de Baixa Atividade Específica (BAE).

Os materiais a serem estudados neste trabalho pertencem à classe I (BAE-I), onde se incluem: os minérios contendo radionuclídeos naturais e seus concentrados contendo urânio e tório; urânio natural sólido não irradiado; urânio empobrecido ou tório natural ou seus compostos sólidos líquidos ou misturas; e outros materiais radioativos nos quais a concentração em atividade seja inferior a trinta vezes os níveis de isenção [32], não classificados como fisséis, para os quais o valor de A_2 , ou seja, a máxima atividade de um material radioativo sob outra forma que pode ser transportado em um embalado do tipo A, é e permanece, segundo a AIEA, como sendo *ilimitado* [20].

Os materiais acima foram definidos sob a hipótese de que é muito improvável que uma pessoa permaneça em uma atmosfera o tempo suficiente para inalar mais de 10 mg do material [12]. Nessas condições, para a AIEA, se a atividade específica do material é tal que a provável incorporação por uma pessoa envolvida em um acidente com um embalado do Tipo A é de $10^{-6} A_2$, então, o transporte desse material não deveria significar um *perigo maior* relativamente aos níveis de radioatividade transportada em um embalado do Tipo A. Esse modelo hipotético é o utilizado no sistema Q [13] e conduz a um limite para BAE de $10^{-4} Q_C \text{ g}^{-1}$.

Assim, o Q estimado, para esses radionuclídeos com atividade específica abaixo desse nível, é listado como “ilimitado”. Nos casos onde esse critério é satisfeito, a dose equivalente efetiva comprometida associada a uma incorporação de 10 mg do radionuclídeo, é menor do que a dose estipulada de 50 mSv.

Consideração adicional, para materiais BAE [14], no modelo de contaminação de pele, usado na obtenção de Q_D , é a massa de material que poderia ser retido na pele para qualquer período significativo. A visão de consenso da AIEA é que de 1 a 10 $\text{mg}\cdot\text{cm}^{-2}$ de sujeira presente nas mãos seria prontamente identificada e prontamente removida, enxugando ou lavando as mãos, independentemente da possível presença de radiação. Admite-se que o limite superior (10 mg) seria apropriado como um limite para a massa de material retido na pele e, em combinação com o modelo de contaminação de pele para obtenção do valor de Q_D , resultaria em um limite para BAE de $10^{-5} Q_D \text{ g}^{-1}$. Dessa forma, os valores de Q_D para radionuclídeos nos quais esse critério se aplica, são também considerados pela AIEA como “ilimitados”.

Mister se faz mencionar que, em termos das novas recomendações internacionais sobre proteção radiológica [32], o sistema Q se enquadra no campo das exposições potenciais, para as quais a limitação de dose não é válida. A AIEA, entretanto, manteve a conexão entre a dose efetiva ou a dose efetiva comprometida de um indivíduo exposto, após um acidente com material radioativo, e o limite para trabalhadores de 50 mSv [13], baseando-se no fato de que acidentes envolvendo embalados do tipo A acarretam exposições muito baixas e que apenas uma vez na vida um indivíduo seria exposto a tal acidente, e que, portanto, a maioria dos indivíduos jamais será exposta.

III.10 – MODELOS DOSIMÉTRICOS PARA O CÁLCULO DOS VALORES DE Q DE ACORDO COM A AIEA

III.10.1 - Cálculo dos valores de Q_A , dose externa de radiação devido aos raios gama ou X.

Para a determinação do valor de Q_A para um radionuclídeo, foi proposto pela AIEA que a dose externa de radiação devido aos raios gama ou X no corpo inteiro de uma pessoa exposta próxima a uma embalagem do Tipo A danificada deveria ser considerada, após um acidente. Para tanto, supôs-se que a blindagem do embalado é totalmente perdida e a taxa de dose a 1 metro da superfície do material radioativo, sem blindagem, ficou limitada a $0,1 \text{ Sv}\cdot\text{h}^{-1}$. O cálculo é feito então, considerando-se a embalagem como uma *fonte pontual*. Os valores considerados das energias dos raios gamas, E_γ , foram os presentes no esquema detalhado de decaimento de radionuclídeos individuais especificados em [49].

A relação entre a dose efetiva e a exposição no ar levou em consideração os valores estabelecidos em [49]. Os valores de Q_A são determinados, então, de acordo com a AIEA, como sendo:

$$Q_A = \frac{D/t}{\dot{e}_{pt}} C \quad (3.8)$$

onde:

D - valor de Dose a ser utilizado, sendo $0,5 \text{ Sv}$, valor de referência, no modelo da AIEA;

t - tempo de exposição de $0,5 \text{ h}$;

C – fator de Conversão de 10^{-12} TBq/Bq .

$$Q_A (\text{TBq}) = \frac{10^{-13}}{\dot{e}_{pt}} \quad (3.9)$$

\dot{e}_{pt} - coeficiente de dose efetiva para o radionuclídeo específico a 1 m (Sv.Bq⁻¹.h⁻¹).

O cálculo de \dot{e}_{pt} foi realizado, utilizando-se a seguinte equação:

$$\dot{e}_{pt} = \frac{C}{4\pi d^2} \sum_i \left(\frac{e}{X} \right)_{E_i} Y_i E_i \left(\frac{\mu_{en}}{\rho} \right)_{E_i} e^{\mu_i d} B(E_i, d) \quad (3.10)$$

onde:

$(e/X)_{E_i}$ - relação entre a dose efetiva e a exposição no ar (Sv.R⁻¹);

Y_i - de fótons de energia E_i por desintegração do radionuclídeo (Bq.s)⁻¹;

E_i - energia do fóton (MeV);

(μ_{en}/ρ_{E_i}) - coeficiente de absorção mássico no ar para fótons de Energia

E_i (cm².g⁻¹);

μ_i - coeficiente de atenuação linear no ar para fótons de energia E_i (cm⁻¹);

$B(E_i, d)$ - fator de *Buildup* (kerma no ar) para fótons de energia E_i a uma distância d ;

C - fator de conversão dado pela equação (3.8).

Os valores $(e/X)_{E_i}$ foram obtidos, interpolando-se os dados fornecidos pela publicação [52]. Essa aproximação é válida para valores de E_γ variando entre 5 keV a 10 MeV.

III.10.2 - Cálculo dos valores de Q_B , dose externa devido aos emissores de beta

O valor de Q_B é determinado, considerando-se a dose devido à radiação beta na pele de uma pessoa exposta, após um acidente envolvendo um embalado do tipo A, contendo material radioativo sob forma especial.

Novamente, considera-se como perdida toda a blindagem do embalado no acidente, mas mantém-se o conceito de um fator de blindagem residual, para emissores beta, associado com materiais, por exemplo, restos de embalados, fator esse incluído

nos Regulamentos de 1985 [15]. Assim, foi assumido um fator conservativo de blindagem de 3 para emissores beta de máxima energia superior ou igual a 2 MeV. No modelo utilizado pelo sistema Q, os fatores de blindagem em função da energia beta foram baseados em um meio absorvedor com espessura aproximada de 150 mg.cm^2 .

Os valores de Q_B foram calculados, utilizando-se o espectro de radiação beta apresentado em [49]. Os valores do espectro foram utilizados, juntamente com os valores das taxas de dose na pele, por unidade de atividade de emissores de elétrons monoenergético. A figura 3.2 apresenta os resultados obtidos para o cálculo dos fatores de blindagem, em função das energias máximas de radiação beta.

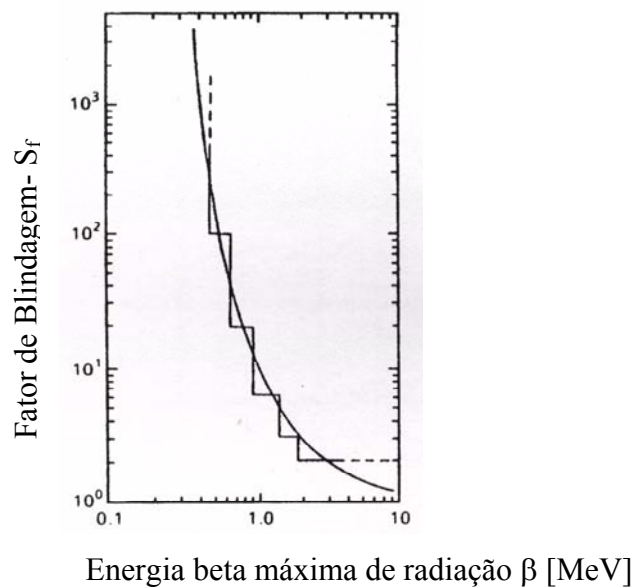


Figura 3.2 – Fator de blindagem em função da energia máxima de radiação β

Com base nos limites de dose considerados neste trabalho, a taxa de dose equivalente de radiação beta na pele, a 1 m do embalado danificado, é limitada a 1 Sv.h^{-1} , o que aproximadamente equivale a uma taxa de dose absorvida de radiação beta no ar de 1 Gy.h^{-1} . Se forem utilizados os valores adotados pela AIEA, citados em [41], para a taxa de dose de radiação beta, os fatores de blindagem, S_f , dispostos na figura 3.1 e o limite da taxa de dose absorvida de 1 Gy/h , obtém-se os valores estabelecidos pela AIEA para Q_B , utilizando-se as equações 3.11 e 3.12:

$$Q_A = \frac{D/t}{\dot{e}_\beta} C \quad (3.11)$$

onde:

D - valor de Dose a ser utilizado, sendo o de 0.5 Sv o de referência, no modelo da AIEA;

t - tempo de exposição de 0,5 h;

C – fator de conversão igual a 10^{-12} TBq/Bq;

\dot{e}_β - coeficiente de dose efetiva na pele, para emissão beta a uma distância de 1 m do material com auto blindagem ($\text{Sv.Bq}^{-1}.\text{h}^{-1}$).

$$Q_B (\text{TBq}) = \frac{10^{-12}}{\dot{e}_\beta} \quad (3.12)$$

Deve-se salientar que, embora o limite de dose para a lente do olho seja mais baixo do que para a pele (0,15 Sv comparados com 0,5 Sv), considerações sobre dose profunda em tecidos, para emissores beta e, em particular, a absorção em 300 mg.cm^{-2} das células sensíveis do epitélio de lente indicam que a dose para a pele é sempre limitante para energias máximas de radiação β de até aproximadamente 4 MeV [22,41]. Assim, considerações específicas para a dose na lente do olho são, portanto, desnecessárias.

Para finalizar a determinação de valores de Q , cabe ainda considerar as doses decorrentes da radiação de aniquilação de pósitrons e de elétrons de conversão interna. Os elétrons de conversão interna são tratados como partículas beta monoenergéticas, sendo o valor equivalente ponderado em função da produção de cada. A radiação de aniquilação não foi incluída na avaliação da dose proveniente de radiação beta na pele, já que essa contribuição representa apenas uma pequena percentagem para a dose, na camada basal. Porém, a contribuição das energias de 0.511 MeV de radiação gama dos dois fótons gerados no processo de aniquilação é levada em conta, na obtenção de Q_A .

III.10.3 - Cálculo dos valores de Q_C , dose interna via inalação

O valor de Q_C para um radionuclídeo transportado sob outras formas é determinado, considerando-se a dose por inalação numa pessoa exposta à atividade liberada por um embalado danificado do tipo A, após um acidente. As doses limites estabelecidas no cenário do sistema Q são asseguradas, restringindo-se, sob condições de acidente a incorporação de atividade ao Limite de Incorporação Anual (LIA) definido [32] como sendo o valor da incorporação anual de um dado radionuclídeo pelo homem referência, que resultaria numa dose equivalente efetiva comprometida de 50 mSv, ou numa dose equivalente comprometida no cristalino de 150 mSv, ou numa dose equivalente comprometida de 500 mSv em qualquer outro tecido ou órgão. É um limite secundário para exposição interna ocupacional.

De acordo com o sistema Q, são considerados cenários que englobam acidentes em locais fechados e em ambientes abertos.

Nos Regulamentos de 1973, foi assumido que 10^{-3} do conteúdo do embalado poderia escapar como resultado de um acidente de médio porte e que 10^{-3} desse material poderia ser incorporado em um indivíduo envolvido no acidente. Isto resulta em um fator de 10^{-6} do conteúdo do embalado, que foi considerado no sistema Q.

Atualmente, considera-se que o alcance de frações liberadas no sistema Q é de 10^{-3} a 10^{-2} e além disso que, num acidente de grandes proporções, a liberação de uma grande parte do conteúdo do embalado é pequena [7]. Essa aproximação foi confirmada pelo comportamento de embalados do Tipo A em acidentes severos [42,44,51]. Dados sobre frações respiráveis de aerossol, produzidos em condições de acidente, são geralmente escassos e só estão disponíveis para um número limitado de materiais.

Potencialmente, o acidente mais severo, para muitos embalados do Tipo A, engloba um dano mecânico severo e incêndio. Frequentemente, o fogo produz particulados relativamente grandes, o que tenderia a minimizar os riscos de incorporação via inalação; entretanto, disponibiliza uma área grande para a absorção de espécies voláteis e líquidos vaporizados. Um outro fator importante é a dispersão local aumentada devido às correntes de ar convectivas, ocasionadas pelo fogo, que também reduziriam a probabilidade de incorporação por inalação.

Pelo acima, a AIEA considerou como sendo apropriadas as frações de liberação variando de 10^{-3} a 10^{-2} , para a determinação do limite de atividade do embalado do Tipo A.

A variação entre 10^{-4} e 10^{-3} para os fatores de inalação utilizados no sistema Q baseia-se em possíveis situações de acidente, em lugares fechados e ao ar livre. No sistema Q original, a exposição dentro de um armazém ou compartimento de carga com volume de 300 m^3 foi considerada, com quatro renovações de ar por hora. Assumindo que um adulto respira numa taxa de $3.3 \times 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s}$, isso resultaria em um fator de incorporação de aproximadamente 10^{-3} , para um período de exposição de 30 minutos.

Um outro cenário alternativo de acidente poderia envolver exposição em um veículo de transporte com 50 m^3 de volume, com dez renovações de ar por hora, conforme o utilizado na determinação do limite de vazamento do embalado do Tipo B, em condições normais de transporte, previsto nos Regulamentos [7]. Usando-se iguais taxa de respiração e período de exposição resultaria em um fator de inalação de $2,4 \times 10^{-3}$, da mesma ordem de grandeza do valor anteriormente obtido.

Para acidentes que acontecem ao ar livre, a suposição mais conservadora para a dispersão atmosférica de material liberado é a de uma fonte pontual em nível do solo. Fatores de diluição para esta situação, a uma distância de 100 m do lançamento, variam de 7×10^{-4} a $1,7 \times 10^{-2} \text{ s.m}^3$ [45], correspondendo a fatores de incorporação variando de $2,3 \times 10^{-7}$ a $5,6 \times 10^{-6}$, para a taxa de respiração de um adulto. Esses valores são aplicáveis em liberações de períodos curtos e cobrem o alcance, para condições de tempo altamente instáveis ou altamente estáveis. O valor correspondente para condições intermediárias é de $3,3 \times 10^{-7}$. A AIEA estabeleceu, então, que seria razoável considerar um fator de inalação variando de 10^{-4} a 10^{-3} , para a determinação do conteúdo de um embalado do Tipo A. Conjugando esse fator com as frações de liberação apresentadas, resulta em um fator de incorporação de 10^{-6} , já utilizado em [15].

A justificativa da AIEA, neste caso, que manteve o valor historicamente utilizado de 10^{-6} como fator de incorporação, baseia-se agora na combinação de variações de liberações e de inalação.

Assim sendo, o valor de Q_C pode ser calculado, levando-se em consideração o fator de incorporação acima e a atividade máxima que pode ser inalada por radionuclídeo, que resultaria em uma dose equivalente efetiva comprometida de no máximo 50 mSv.

Para o cálculo de Q_C também é considerada a forma química mais restritiva do radionuclídeo e um Diâmetro Aerodinâmico Médio de $1 \mu\text{m}$ [32, 52].

III.10.4 - Cálculo dos valores de Q_D - contaminação de pele e dose por ingestão.

No cálculo Q_D , considera-se que 1 % do conteúdo fica disperso numa área equivalente a 1m^2 . Estima-se, ainda, que:

- (i) o nível de contaminação das mãos seja de 10 % dos 1% do conteúdo disperso;
- (ii) as mãos não serão lavadas durante um período de, pelo menos, 5 horas;
- (iii) a densidade superficial da pele do indivíduo seja de 7 mg/cm^2 ;
- (iv) toda atividade contida em 10 cm^2 de pele seja ingerida num período de 24 horas.

Observa-se que o valor da dose externa de contaminação de pele é, em geral, mais restritivo que o da dose devido à ingestão [46].

Embora a AIEA considere aproximadas as hipóteses feitas nos regulamentos de 2002 [2], admite, entretanto, que o cenário representa uma base razoável para a estimativa do nível de contaminação que pode ocorrer durante um acidente, ou seja, $10^{-3}.Q_D/\text{m}^2$, com uma taxa de dose limite para a pele de $0,1\text{ Sv/h}$, por um período de 5 h. Os valores de Q_D são, então, obtidos, segundo a AIEA, de acordo com a equação (3.13).

$$Q_D = \frac{D}{10^{-3} \dot{h}_{pele}} C \quad (3.13)$$

onde:

D - valor de Dose a ser utilizado, sendo de 0.5 Sv o de referência, no modelo da AIEA ;

10^{-3} - fração do conteúdo do embalado distribuído por unidade de área da pele (m^2);

t - tempo de exposição de $1,8 \times 10^4\text{ s}$ (5h);

C – fator de conversão igual a 1 (TBq/Bq).

\dot{h}_{pele} - taxa de dose por unidade de atividade por unidade de área da pele ($\text{Sv.s}^{-1}.\text{TBq}^{-1}.\text{m}^2$).

Os valores de Q_D são, então determinados pela seguinte equação:

$$Q_D(\text{TBq}) = \frac{2,8 \times 10^{-2}}{\dot{h}_{pele}} \quad (3.14)$$

III.10.5 - Cálculo dos valores de Q_E , dose devido à imersão em isótopos gasosos

Os valores de Q_E são determinados para isótopos gasosos que não são incorporados. O cenário para o Q_E consiste na dose por submersão proveniente de um acidente com transporte de material radioativo sob outra forma, isto é, sujeito à dispersão, quer esteja comprimido ou não.

Uma liberação rápida de 100 % do conteúdo do embalado ocorre em um compartimento de carga de dimensões 3 m x 10 m x 10 m, com quatro renovações de ar por hora, o que acarreta uma concentração inicial no local de $Q_E/300 \text{ (m}^{-3}\text{)}$. Essa concentração decresce exponencialmente, com uma constante de decaimento de 4 h^{-1} , como resultado da ocorrência ventilação, no período de exposição de 30 minutos subsequentes. Assim, a quantidade de material radioativo proporcional ao número de átomos N na sala, variando com o tempo, desprezando-se o decaimento radioativo, sendo dada por:

$$\frac{dN}{dt} = \frac{-T.N}{V} \quad (3.15)$$

onde:

$\frac{dN}{dt}$ - taxa de variação no tempo do número de átomos no ambiente;

T - taxa de renovação no ar que é igual a 4 V/h;

N - quantidade de material radioativo (número de átomos);

V - volume de ar (m^3);

Por outro lado, tem-se que a concentração de material radioativo, em um instante t , é dada por:

$$C_a(t) = \frac{N(t)\lambda}{V} \quad (3.16)$$

onde:

$C_a(t)$ – concentração de material radioativo (Bq/m³);

$N(t)$ – número de átomos, em um instante t ;

λ – constante de decaimento radioativo (s⁻¹);

V – volume (m³).

Substituindo-se o valor de $C_a(t)$, na equação 3.15, tem-se:

$$\frac{dC_a(t)}{dt} = -\frac{T.N(t)}{V} \quad (3.17)$$

Multiplicando-se a equação acima por λ/V , tem-se:

$$\frac{dC_a(t)}{dt} = -\frac{T.N(t)\lambda}{V^2} = \frac{TC_a}{V} \quad (3.18)$$

onde:

$\frac{dC_a(t)}{dt}$ - taxa de variação da concentração de material radioativo com o tempo;

t - taxa de renovação do ar, que equivale a 4V/h

A solução da equação 3.18 é dada por:

$$C_a(t) = C_{a_0}(t) e^{-4t} \quad \text{Bq/m}^3 \quad (3.19)$$

onde:

C_{a_0} é a concentração inicial ($t = 0$), dada por:

$$C_{a_0}(t) = \frac{Q_E}{V} \quad \text{Bq/m}^3 \quad (3.20)$$

sendo Q_E a atividade da fonte em Bq

A equação (3.20) pode ser re-escrita como:

$$C_a(t) = \frac{Q_E}{V} e^{-4t} \quad \text{Bq/m}^3 \quad (3.21)$$

Levando-se em conta que a taxa de respiração do homem pode ser considerada constante durante um determinado tempo, t , a concentração média equivalente pode ser obtida, a partir da equação (3.22):

$$C_{amed} t R_h = \int_0^t C_a(t) R_h dt \quad (3.22)$$

onde:

C_{amed} – concentração média (Bq/m^3);

t - tempo de permanência no ambiente (h);

R_h – taxa de respiração do homem (m^3/h);

$C_a(t)$ – concentração de material radioativo num instante t (Bq/m^3).

Substituindo-se a equação (3.21) na equação (3.22) e considerando que o indivíduo permaneceu durante 30 minutos dentro do ambiente de volume de 300 m^3 de ar, tem-se o valor para a concentração média equivalente:

$$C_{amed}(t=30 \text{ min}) = \frac{Q_E}{300 \cdot 0,5} \int_0^{0,5} e^{-4t} dt \quad (3.23)$$

ou seja:

$$C_{amed}(t=30 \text{ min}) = 1,44 \times 10^{-3} \text{ Bq/m}^3$$

A concentração média pode ser calculada em termos da Concentração no Ar Derivada (CAD), isto é, o limite derivado para a concentração de um dado radionuclídeo no ar, recomendada na publicação nº 23 da ICRP [53], para 40 horas por semana e 50 semanas por ano, num compartimento com 500 m^3 de ar.

Para o cálculo do Q_E , a AIEA leva em consideração a permanência no ambiente por 30 minutos e o limite anual de dose equivalente efetiva de 50 mSv , o que conduz a:

$$C_{amed}(t = 30 \text{ min}) = 4000 \text{ CAD [Bq/m}^3 \text{]} \quad (3.24)$$

Segundo a AIEA, o valor para Q_E é dado por:

$$Q_E = 2,8 \times 10^{-6} \text{ CAD} \quad (3.25)$$

Como a CAD não está sendo considerada como apropriada, a AIEA propôs os cálculos para o Q_E considerando um coeficiente de dose efetiva para submersão em nuvem semi-infinita fornecida pela USEPA, em 1993 [54].

Assim sendo, os valores de Q_E podem ser obtidos, pela equação:

$$Q_E = \frac{D}{d_f \times DRC_{sub}} C \quad (3.26)$$

onde:

D - valor de Dose a ser utilizado como referência no modelo da AIEA de 0.05 Sv (ou 0,5 Sv, onde o Q_E está limitado pela exposição da pele);

d_f - a concentração no ar integrada no tempo;

DRC_{sub} - coeficiente de taxa de dose efetiva para a submersão em $\text{Sv.Bq}^{-1}.\text{s}^{-1}.\text{m}^3$; C - fator de Conversão = 10^{-12} TBq/Bq para a taxa de liberação, em compartimento definido, de $2,6 \text{ Bq s}^{-1}.\text{m}^{-3}$, estipulada pela AIEA.

Assim sendo, o valor de Q_E proposto pela AIEA resulta:

$$Q_E = \frac{1,9 \times 10^{-14}}{\dot{h}_{sub}} \quad (3.27)$$

onde:

\dot{h}_{sub} - é o coeficiente de dose efetivo para submersão em $\text{Sv.Bq}^{-1}.\text{s}^{-1}.\text{m}^3$, cujos valores estão tabelados em [2].

CAPÍTULO IV

MODELO DOSIMÉTRICO, PROPOSTO NO PRESENTE TRABALHO, PARA O CÁLCULO DOS VALORES DE Q E RESULTADOS OBTIDOS

A seguir serão descritos o modelo dosimétrico proposto no presente trabalho para os cálculos dos valores de Q_A , Q_B , Q_C , Q_D e Q_E , para os diferentes cenários, especificando quais hipóteses foram consideradas. Embora tenha sido levado em consideração o recomendado pela AIEA para o sistema Q[1,2], propõe cenários mais realistas para a determinação de níveis máximos de exposição e conteúdos permissíveis desses materiais em embalagens e meios de transporte.

IV.1 – CÁLCULO DOS VALORES DE Q_A , DOSE EXTERNA DE RADIAÇÃO DEVIDO AOS RAIOS GAMA

Para a determinação do valor de Q_A , foram mantidas as condições propostas pela AIEA [20], considerando a blindagem do embalado totalmente perdida e a taxa de dose a 1 metro da superfície do material radioativo, sem blindagem, limitada a $0,1 \text{ Sv.h}^{-1}$.

Entretanto, tendo em vista tratar-se de material de fácil dispersão, não seria razoável considerar, a geometria de fonte de radiação γ , na aproximação, proposta pela AIEA, dada como fonte pontual e isotrópica. Dessa feita, modelou-se a fonte como polienergética com configuração geométrica de um tronco de cone [55], por se assemelhar mais a uma pilha de material, após seu tombamento.

O fluxo de fótons, ϕ [fótons/cm².s], a uma distância, x [cm], do topo de uma grande fonte em forma de tronco de cone de altura h [cm] e raio, r [cm], pode ser determinado, a partir da integração de uma fonte em forma de disco, considerando um fator de *build-up* variável calculado pela fórmula de Taylor, de acordo com a geometria descrita na figura 4.1.

$$\phi = \int_0^k \frac{Wa}{2} \{E_1[(b_1 + \mu_s(h-x))] - E_1[(b_1 + \mu_s(h-x)\sec\theta)]\} [c.e^{\alpha_1 \cdot \mu_s(h-x)} + (1-c).e^{\alpha_2 \cdot \mu_s(h-x)}] dx \quad (4.1)$$

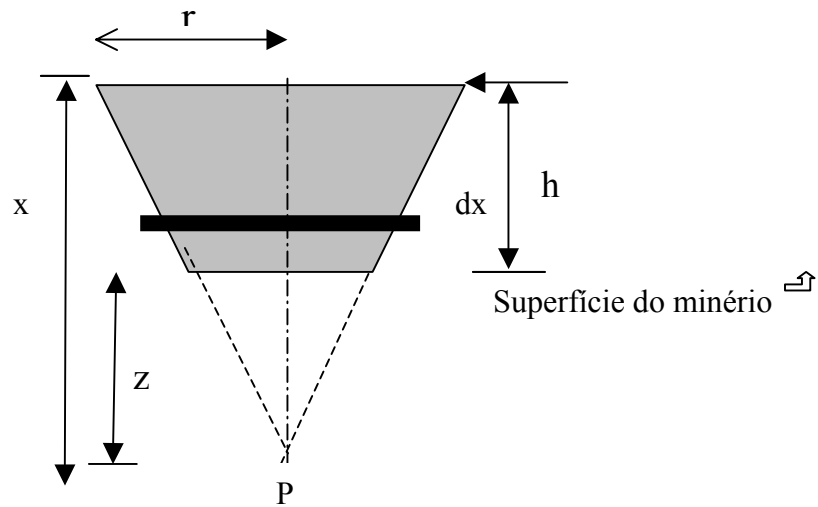


Figura 4.1 - Geometria considerada

Sendo $E_1(x)$ definido como uma função exponencial de 1ª ordem [55], ou seja:

$$E_1(x) = \int_x^\infty \frac{e^{-y}}{y} dy \quad (4.2)$$

onde:

W_a = Atividade da fonte (Bq)/volume da fonte (cm^3);

$b_1 = \mu_{ar} \cdot z$;

μ_{ar} - coeficiente de atenuação de radiação γ emitida pela fonte, no ar, em cm^{-1} ;

μ_s - coeficiente de atenuação de radiação γ emitida pela fonte, no minério, em cm^{-1} ;

Pela equação 4.3, obter-se-á uma correlação entre a quantidade, em ppm, dos radionuclídeos existentes nos diferentes materiais contendo urânio e tório e as doses resultantes. Assim, tem-se que a taxa de dose (D) a uma distância z da superfície da fonte pode ser calculada de acordo com a equação:

$$D = \phi.E.P.(\mu / \rho)_{\text{tecido}} \cdot f_c \quad [\text{rem/h}] \quad (4.3)$$

onde:

$$f_c = (1,6 \times 10^{-8} \text{ g. rem/MeV}) \cdot (3.600 \text{ s/h});$$

μ / ρ - coeficiente de absorção mássico de radiação γ emitida, no tecido, em cm^2/g ;

E - energia da radiação gama em MeV;

P - percentagem de emissão de radiação gama por desintegração.

Para uma fonte polienergética, a taxa de dose total é igual à soma das taxas de dose correspondentes a cada energia.

A solução da equação integral (4.1) é obtida, fazendo-se uso da fórmula auxiliar de integração:

$$\int e^{kx} E_1(b + ax) dx = (1/k) \cdot \{ (e^{kx}) \cdot E_1(b + ax) - (e^{-kb/a}) \cdot E_1[(b + ax) \cdot (1 - k/a)] \} \quad (4.4)$$

Programas computacionais, apresentados no Apêndice A, foram, então, desenvolvidos na linguagem QuickBASIC, para se efetuar os cálculos de taxas de doses para minérios e concentrados de urânio e tório, partindo-se das equações (4.3) e (4.4), em função da distância da superfície de uma fonte, com a configuração apresentada na figura 4.1. Valores de taxas de doses foram então determinados, levando-se em consideração as cadeias de decaimento do urânio e tório.

Para os cálculos efetuados, considerou-se: (i) o urânio e o tório presentes nos materiais em equilíbrio secular com os seus filhos e (ii) 32 emissões gama para o tório e filhos e 23, para o urânio e filhos.

Os programas computacionais foram desenvolvidos, para concentrações de urânio e tório de 1 Bq/cm^3 , para uma densidade do minério de $1,8 \text{ g/cm}^3$, cujos valores de concentração estão apresentados na tabela 4.1.

Tabela 4.1 – valores de concentrações de Urânio e Tório.

Urânio	1 Bq/cm ³	44,66 ppm	44,66 x 10 ⁻⁴ % U	0,56 Bq /g minério
Tório	1 Bq/cm ³	137,3 ppm	137,3 x 10 ⁻⁴ % Th	0,56 Bq /g minério

A tabela 4.2 apresenta as constantes utilizadas para o fator de *build-up*, em função das energias dos raios gama emitidos [55].

Tabela 4.2 – Constantes de *Build-up*.

ENERGIA (MeV)	C	α_1	α_2
>0,01 ≤0,5	12,5	- 0,11	0,01
>0,5 ≤1,0	9,7	- 0,098	0,03
>1,0 ≤1,5	7,5	- 0,075	0,046
>1,5 ≤2,0	6,3	- 0,068	0,058
>2,0 ≤2,5	5,5	- 0,065	0,065
>2,5	4,6	- 0,062	0,074

A tabela 4.3 apresenta o resultado dos cálculos efetuados para minérios de urânio, mostrando a influência do raio e da altura da fonte nas taxas de dose, para concentração de urânio de 1 Bq/cm³ em equilíbrio secular com seus filhos.

Tabela 4.3 – Taxas de dose para diferentes dimensões de fonte (minérios de urânio).

Altura [m]	Raio [m]	z [m]	Taxa de Dose [Sv/h]*
1	1	0,08	9,58 x 10 ⁻⁷
1	5	0,08	9,68 x 10 ⁻⁷
1	10	0,08	9,69 x 10 ⁻⁷
1	1	1	8,11 x 10 ⁻⁸
1	10	1	1,95 x 10 ⁻⁷
1	50	1	2,05 x 10 ⁻⁷
1	100	1	2,06 x 10 ⁻⁷
2	1	1	8,12 x 10 ⁻⁸

* 1 Sv ≈ 100 R

Pode-se depreender dos dados apresentados na tabela 4.3 que os valores das taxas de dose, no caso de minérios contendo urânio, convergem para fontes de altura igual a 1 m e raio a partir de 50 m, para uma distância z da superfície igual a 1 m. Isso significa considerar a fonte como sendo infinita, a partir desses valores, resultando em uma taxa de dose a 1 metro de distância da superfície da mesma de 4.59×10^{-9} Sv/h /ppm U, para os valores de concentração apresentados na tabela 4.1.

A tabela 4.4 apresenta os resultados obtidos para o tório, partindo-se das mesmas considerações feitas para o urânio, isto é, para concentração de tório de 1 Bq/cm³ em equilíbrio secular com seus filhos.

Tabela 4.4 – Taxas de dose para diferentes dimensões de fonte (minérios de tório).

Altura [m]	Raio [m]	z	Taxas de Dose [Sv/h]
1	1	1	$1,15 \times 10^{-7}$
1	10	1	$2,76 \times 10^{-7}$
1	50	1	$2,91 \times 10^{-7}$
1	100	1	$2,92 \times 10^{-7}$
2	1	1	$1,15 \times 10^{-7}$

* 1 Sv \approx 100 R

A convergência dos valores das taxas de dose para minérios contendo tório ocorre para fontes de altura igual a 1 m, raio a partir de 50 m e para uma distância z da superfície igual a 1 m. A fonte também pode ser considerada como infinita, a partir desses valores, resultando em uma taxa de dose a 1 metro de distância da superfície da mesma de $2,13 \times 10^{-9}$ (Sv/h)/ppm Th.

Das tabelas 4.3 e 4.4, considerando-se os valores para fontes infinitas, obtém-se a correlação pretendida entre taxas de dose (TD) e quantidade de radionuclídeos presentes, necessária ao cálculo do Q_A , quais sejam: para o urânio $4,59 \times 10^{-9}$ Sv/h /ppm U e, para o tório, $2,13 \times 10^{-9}$ (Sv/h)/ppm Th, dada pela equação (4.5).

$$TD = 4,59 \times 10^{-9} \text{ Sv/h /ppm U} + 2,13 \times 10^{-9} \text{ (Sv/h)/ppm Th} \quad (4.5)$$

A tabela 4.5 mostra uma comparação entre as taxas de dose, TD, obtidas com a metodologia proposta no presente e algumas disponibilizadas na literatura, para fontes infinitas contendo urânio e tório, em equilíbrio secular com seus filhos, respectivamente.

Tabela 4.5 - Comparação entre as TD para fontes infinitas com algumas disponibilizadas na literatura.

Referência	U [Gy/h/ppmU]	Th [Gy/h/ppm Th]
UNSCEAR 1982 [56]	$5,52 \times 10^{-9}$	$2,77 \times 10^{-9}$
BECK [57]	$5,37 \times 10^{-9}$	$2,40 \times 10^{-9}$
PRESENTE TRABALHO	$4,59 \times 10^{-9}$	$2,13 \times 10^{-9}$
DREXLER [58]	$5,77 \times 10^{-9}$	$2,54 \times 10^{-9}$

A figura 4.2 apresenta as taxas de dose obtidas para diversos valores em ppm de urânio e tório, em equilíbrio secular com os filhos, bem como o limite estabelecido pela AIEA para a classificação de embalados, levando em conta o Q_A . Pode-se depreender, a partir dessa figura, que a quantidade *ilimitada* para o conteúdo em atividade presente para qualquer tipo de embalado estaria justificada, ou seja, a proposição da AIEA [13] estaria correta, já que, mesmo em se considerando 100% de urânio ou tório presentes, os valores de taxas de dose ficariam muito abaixo do previsto pela AIEA para o Q_A , não havendo, portanto, necessidade da utilização de embalagens mais resistentes.

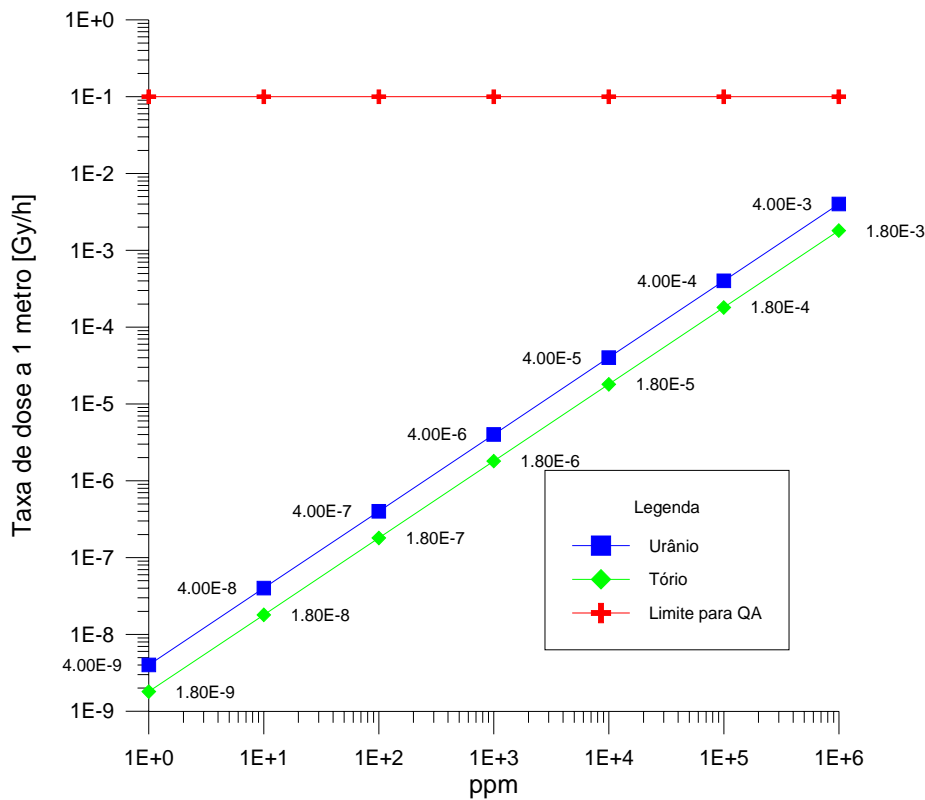


Figura 4.2 – Taxas de dose, em função das quantidades presentes de urânio e tório.

Cabe esclarecer que o limite apresentado na figura 4.2 para Q_A é utilizado como sendo o valor máximo que pode ser contido em um embalado do Tipo A, conforme já elucidado no capítulo III. Valores inferiores ao limite apresentado na figura determinam a utilização de embalagens menos resistentes, por exemplo, do tipo industrial; valores superiores, embalagens mais robustas, por exemplo do tipo B, muito mais caras.

Tendo em vista estar sendo pesquisada, também, a influência na taxa de dose de diferentes percentuais, em ppm, de urânio e tório nos diferentes minérios que são transportados no Brasil e no mundo, tomando-se como base o limite estabelecido pela AIEA para o Q_A , foram realizados cálculos, utilizando-se a correlação obtida em (4.5), resultando nos valores mostrados na figura 4.3. Pode-se verificar, então, a partir dessa figura, quais as taxas de dose envolvidas, sabendo-se o percentual presente (em ppm) de urânio e tório, para qualquer minério investigado.

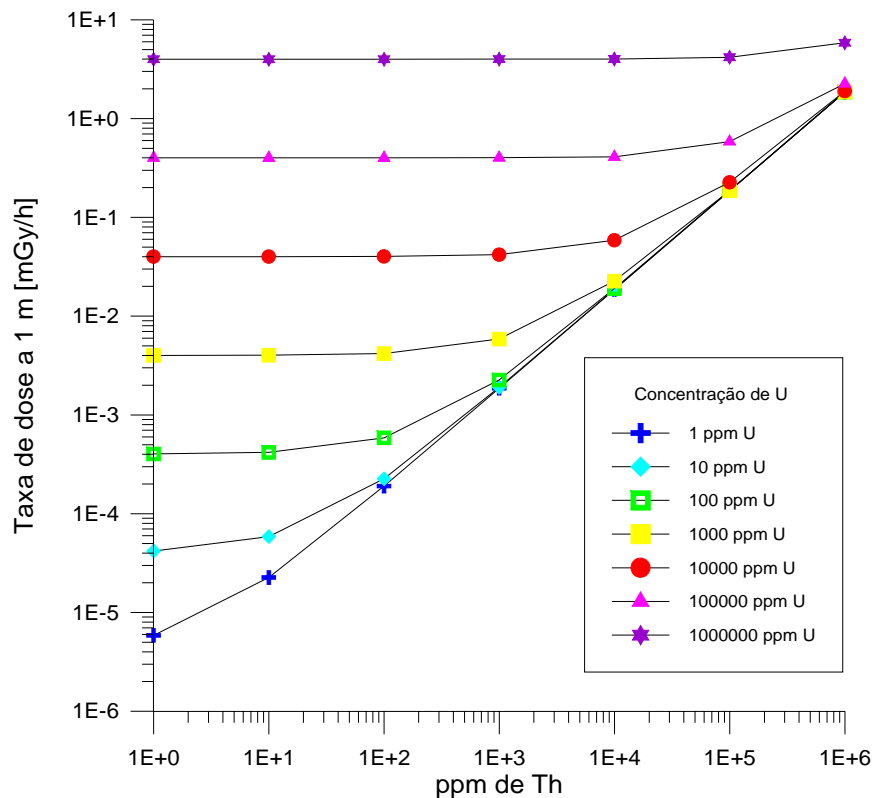


Figura 4.3 – Taxas de dose a 1 metro, em função das quantidades presentes de U e Th.

Os valores encontrados corroboram a asserção feita pela AIEA, no que tange a considerar como *ilimitado* o conteúdo radioativo presente nos minérios contendo urânio e tório, se fosse utilizado, apenas o valor de Q_A , como único parâmetro a ser considerado para o sistema Q.

Entretanto, torna-se necessária uma revisão dos regulamentos, para uma avaliação completa, investigando os valores propostos pela AIEA para os Níveis Máximos de Radiação (NMR), utilizados na determinação dos índices de transporte estabelecidos para carregamentos, descritos no capítulo III, nos seguintes termos:

(i) determinação do Nível de Radiação Máximo (NRM) a 1 m da superfície externa da carga considerada. O NRM deve ser multiplicado por 100 (cem), se expresso em mSv/h; ou por 1 (um) se expresso em mrem/h e em caso específico de minérios e concentrados de urânio e tório;

(ii) a adoção dos seguintes valores para o NRM em qualquer ponto a 1 m da superfície externa da carga:

- 0,4 mSv/h, para minérios e concentrados físicos de urânio e tório;
- 0,3 mSv/h, para concentrados químicos de tório;

- 0,02 mSv/h, para concentrados químicos de urânio.

Conforme especificado no capítulo III, devem-se levar em conta fatores de multiplicação em função das dimensões da carga, apresentados na tabela 3.1.

Os valores obtidos neste trabalho para os Índices de Transporte, em função das quantidades presentes, foram: (i) IT (urânio e filhos) = $4,57 \times 10^{-4}$ Sv/h /ppm U; (ii) IT (tório e filhos) = $2,13 \times 10^{-4}$ (Sv/h)/ppm Th.

Utilizando-se os valores acima, para cargas com dimensões maiores que 20 m², ter-se-ia:

a) para minérios com mais do que 43.573 ppm (4.35 % U), o valor proposto pela AIEA, qual seja IT = 20, estariam sendo subestimados, i.e, estaria bastante inferior ao encontrado. Ou seja, segundo o presente trabalho, para grandes carregamentos de minério contendo urânio, o valor estipulado pela AIEA [20] para o IT deixaria de ser válido, para concentrações superiores a 4,35% de urânio.

b) no que concerne aos concentrados químicos de tório, ter-se-á o valor de IT = 300, recomendado pela AIEA. De acordo com os resultados obtidos no presente trabalho, mesmo em se considerando uma concentração de 1.000.000 ppm (100%) de tório, ter-se-ia um IT igual a 213, ou seja, os valores propostos pela AIEA estariam muito elevados, portanto, superestimados.

IV.1.1 - Influência da Densidade dos Minérios

Foram efetuados cálculos por Heilbron, P.F.L. et al. [59], utilizando as mesmas equações propostas no presente trabalho, para a determinação da influência da densidade dos minérios no cálculo das taxas de dose, tendo sido observado que elas:

Observa-se, de acordo com Heilbron, P.F.L. et al. [59], que as taxas de dose: (i) - decrescem com a densidade do minério e aumentam com a concentração de urânio e tório (Bq/cm³); (ii) são inversamente proporcionais à densidade, para fontes com grandes espessuras ou densidade; e (iii) são pouco dependentes da densidade do minério, em termos das quantidades presentes em ppm. Foram obtidos os valores para o Índice de Transporte por ppm presente de urânio e tório no minério, para fontes infinitas, com densidade variando de 0,5 a 1,7 g/cm³ e de 1,8 a 17 g/cm³, respectivamente.

Pode-se observar na tabela 4.6 que a taxa de dose por ppm de radionuclídeo não é fortemente afetada pela densidade do minério. A principal contribuição refere-se à área superficial de fonte, devido à auto-absorção.

Tabela - 4.6 – Influência da densidade do minério sobre o Índice de Transporte, por ppm de urânio e tório.

IT [Sv*/ ppm]		
Fonte Infinita	$\rho = 0,5 \text{ to } 1,7$ [g/cm ³]	$\rho = 1,8 \text{ to } 17$ [g/cm ³]
U – 238	$4,49 \times 10^{-4}$	$4,59 \times 10^{-4}$
Th	$2,09 \times 10^{-4}$	$2,13 \times 10^{-4}$

*1Sv = 100 R

IV.1.2 – Verificação da Modelagem Adotada

Fontes de Pequenas Dimensões

A modelagem adotada no presente trabalho foi verificada, com base no trabalho desenvolvido por Heilbron, P.F.L. et al., que, inclusive, realizou medidas experimentais em uma mineradora, levando em conta fontes pequenas dimensões. Relacionou a influência da densidade do minério sobre o Índice de Transporte, por ppm presente de urânio e tório. Na tabela 4.7 estão apresentadas as medidas a 1 metro da superfície para uma expedição de tambores padrões de 0.9 m de altura, 0.3 m de raio e contendo sulfato de tório [Th (SO₄)₂ 9H₂O] e óxido de tório [Th (OH)₄ 9H₂O], na área da expedição, realizadas por Heilbron, P.F.L. et al., com estimativas obtidas, para uma modelagem semelhante. Posteriormente, foi feita uma nova verificação dos resultados obtidos, utilizando-se o programa de manipulação simbólica *Mathematica*, versão 5.1.

Tabela 4.7 – Taxas de doses medidas e calculadas, a 1 metro de tambores padrões contendo sulfato de tório e óxido de tório.

Material	Taxas de Dose [$\mu\text{Sv/h}$] Medidas ^(*)	Taxas de Dose [$\mu\text{Sv/h}$] Calculadas ^(**)	Taxas de Dose [$\mu\text{Sv/h}$] Calculadas ^(***)
Th (SO ₄) ₂ 9H ₂ O $\rho = 2.5 \text{ g/cm}^3$ (5077 Bq/cm ³)	50	78	68
Th (OH) ₄ 9H ₂ O $\rho = 2.77 \text{ g/cm}^3$ (4421 Bq/cm ³)	40	68	53

(*) Medidas: Heilbron, P.F.L. et al.

(**) Calculadas: *Mathematica*

(***) Calculadas: presente trabalho.

Fontes de Dimensões Intermediárias.

Para fontes de dimensões intermediárias ($1 \text{ m}^2 < \text{área com minério} \leq 20 \text{ m}^2$), as equações propostas neste trabalho também foram verificadas, através de medidas experimentais, no mesmo local em que ocorreram as anteriores, empregando-se sacos de columbita (1,13% U₃O₈ + 5,75% ThO₂ ou 9582 ppm U + 50530 ppm Th). Os resultados, para distâncias a 1 metro da fonte, foram ainda comparados com os valores calculados utilizando-se o programa de manipulação simbólica *Mathematica*, versão 5.1 bem como com os valores propostos pela AIEA [20], e se encontram dispostos na tabela 4.8.

Tabela 4.8 – Valores para fontes intermediárias.

Área Delimitada pelos sacos contendo o minério [m ²]	Taxas de dose na superfície dos sacos de Columbita [μSv/h]		Taxas de dose a 1 m da superfície dos sacos de Columbita [μSv/h]			
	Medidas (*)	Calculadas (**)	Medidas (*)	Calculadas (**)	Calculadas (***)	AIEA
8	92,6	224,0	22,0	49,0	57	800
18	89,0	224,0	39,9	73,0	88	800
32	99,9	224,0	51,5	97,9	100	1200
50	95,7	224,0	54,8	97,9	115	1200

(*) Medidas: Heilbron, P.F.L. et al.

(**) Calculadas: *Mathematica*

(***): Calculadas: presente trabalho.

Na tabela 4.8, observa-se que os valores sugeridos pela AIEA estão superestimados, em especial para taxas de dose a 1m do carregamento.

Fontes “Infinitas”

Medidas experimentais foram também realizadas, no mesmo local que as efetuadas com os tambores [57], construindo-se: (i) uma fonte infinita de zirconita com pequena espessura e também uma fonte infinita com minério natural contendo urânio e tório associados, reportados por Heilbron et al. [59] Os valores de taxas de dose foram comparados aos obtidos, utilizando-se as equações propostas no presente trabalho, com cálculos utilizando-se o programa *Mathematica* e com resultados fornecidos pelo NCRP 94 [61], conforme mostra a tabela 4.9.

Tabela 4.9 – Taxas de doses medidas a 1 metro de fontes infinitas de Zirconita e de minério natural contendo urânio e tório, comparadas com as apresentadas em [61], calculadas com o *Mathematica* e com o presente trabalho.

Quantidade presente [ppm de U/Th]	Taxa de Dose [$\mu\text{Gy/h}$] [♦] NCRP 94 [61]	Taxa de Dose ($\mu\text{Gy/h}$) [♦] Medidas (*)	Taxa de Dose ($\mu\text{Gy/h}$) [♦] Calculadas (**)	Taxa de Dose ($\mu\text{Gy/h}$) [♦] Calculadas (***)
Fonte infinita de Zirconita ($\rho = 4,7 \text{ g/cm}^3$, $h = 0,2 \text{ m}$, $r = 20 \text{ m}$)				
U (2120 ppm)	11,37	-	24	17,28
Th (12920 ppm)	35,40	-	12	23,22
Total	46,77	20,8	36	40,5
Fonte infinita de Minério Natural ($\rho = 1,8 \text{ g/cm}^3$, $h = 0,5 \text{ m}$, $r = 30 \text{ m}$, $z = 1 \text{ m}$)				
U (25 ppm)	0,13	-	0,24	0,21
Th (130 ppm)	0,36	-	0,11	0,24
Total	0,49	0,30	0,35	0,45

♦ Gy \approx 86,9 R

(*) Medidas: Heilbron, P.F.L. et al.

(**) Calculadas: *Mathematica*

(***): Calculadas: presente trabalho.

A tabela 4.10 mostra os fatores de multiplicação obtidos, a partir das equações (4.1), (4.3) e (4.4) propostas neste trabalho para o cálculo de dose a um metro da superfície das fontes, bem como apresenta uma comparação com dados obtidos por Lauterbach, U. [33], empregados pela AIEA [20]. Tais fatores, conforme apresentado no capítulo III, foram propostos para compensar o fato de que os níveis de radiação, para distâncias da carga maiores que 1 metro, são maiores que o inverso do quadrado da distância, de modo a garantir uma correspondência entre as dimensões da carga e os Índices de Transportes equivalentes.

Pela tabela 4.10, conclui-se que os fatores de multiplicação propostos por Lauterbach, U. [33], em função das áreas de cargas, para exposições a 1 m da fonte, são bem similares aos propostos e obtidos pelas equações utilizadas neste trabalho.

Tabela 4.10 – Fatores de Multiplicação a 1 m da superfície Fatores de Multiplicação a 1 m da superfície da fonte, adotados pela AIEA e calculados neste trabalho, em função da área da carga.

Áreas de Carga [m ²]	AIEA	Calculados
1	1	1,0
3	-	2,0
5	3	2,6
7	-	3,0
10	-	3,4
20	6	4,0
100	19	4,0 < FM ≤ 5,6

Finalmente, encontram-se dispostos, na tabela 4.11, sugerida por Heilbron, P.F.L. et al. [59], valores para o fator de multiplicação, para diferentes áreas da carga, correlacionando, dessa feita, quantidades presentes de urânio e tório nos minérios, sendo, portanto, mais realistas que os valores propostos pela AIEA.

Tabela 4.11 – Fatores de Multiplicação para diferentes áreas de carga.

Dimensões da Carga [m ²]	Raio [m]	IT/ppm (U-238) [Sv/ppm]	IT/ppm (Th) [Sv/ppm]	Fator de Multiplicação
1	0,564	7,46 x 10 ⁻⁵	3,44 x 10 ⁻⁵	1
3	0,977	1,54 x 10 ⁻⁴	7,09 x 10 ⁻⁵	2
5	1,26	1,97 x 10 ⁻⁴	9,09 x 10 ⁻⁵	2,6
7	1,49	2,24 x 10 ⁻⁴	1,03 x 10 ⁻⁴	3
10	1,784	2,51 x 10 ⁻⁴	1,17 x 10 ⁻⁴	3,4
20	2,523	2,95 x 10 ⁻⁴	1,36 x 10 ⁻⁴	4,0
“infinita”	R > 50	3,98 x 10 ⁻⁴	1,84 x 10 ⁻⁴	5,4 / 5,6

As figuras 4.4 (a) e 4.4 (b) apresentam os arranjos feitos com minério para as medidas realizadas.



Figura 4.4 (a) - Dimensões da fonte 2 m x 2 m x 2 m.



(a) Figura 4.4 (b) - Dimensões da fonte 3 m x 3 m x 3 m.

IV.2 - CÁLCULO DOS VALORES DE Q_B - DOSE EXTERNA DEVIDO A EMISSORES DE RADIAÇÃO BETA.

Vários trabalhos foram realizados por cientistas do mundo inteiro, visando determinar a taxa de dose no ar proveniente de fontes emissoras de radiação beta. Com base em resultados experimentais, obteve-se uma equação semi-empírica para a taxa de dose no ar, em função da energia máxima da partícula beta emitida, da atividade da fonte e da distância, conhecida como Equação de Loevinger [60].

Na presente proposta, para o cálculo do valor de Q_B , considerar-se-á a fonte uniformemente distribuída, plana e infinita e com uma concentração (W_a) dada em Bq/cm^2 . Assim sendo, a taxa de dose de radiação beta, a uma distância x (cm) da fonte, pode ser calculada, de acordo com o esquema representado na figura 4.5.

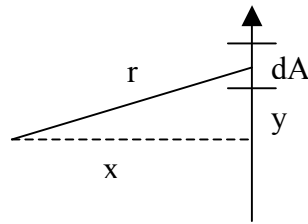


Figura 4.5 – Esquema para o cálculo da taxa de dose beta a uma distância x (cm) da fonte

O valor da taxa de dose é determinado, de acordo com o presente trabalho, determinado, utilizando-se a Equação de Loevinger, integrando-se ao longo de toda a fonte, isto é:

$$R(x) = \int_{0x}^{\infty} \frac{kW_a}{(\mu r)^2} \left\{ \alpha \left[1 - (\mu r / \alpha) e^{-[(\mu r) / \alpha]} \right] + \mu r e^{-\mu r} \right\} dA \quad (4.6)$$

$$1 - (\mu r / \alpha) e^{-[(\mu r) / \alpha]} = 0 \quad \mu r \geq \alpha \quad (4.7)$$

onde:

$R(x)$ – taxa de dose absorvida de radiação beta (rad/h);

x - distância entre a fonte e o indivíduo;

k – constante de normalização;

α - valor adimensional (depende da energia máxima da partícula absorvida no tecido, pele);

μ - Coeficiente de atenuação no ar (cm^{-1});

W_a – concentração de material radioativo (Bq/cm^2);

Sendo:

$H = 1(\text{m})$, considerando-se a fonte infinita, a partir desse valor;

dA – elemento de área;

ρ - densidade do ar (g/cm^3).

As seguintes substituições devem ser feitas, para se obter a solução da equação 4.6:

$$r^2 = x^2 + y^2 \quad (4.8)$$

$$A = \pi r^2 \quad (4.9)$$

$$dA = 2\pi r dr \quad (4.10)$$

Logo:

$$R(x) = \frac{2\pi W_a k \alpha}{\mu^2} \left\{ \int_{\rho x}^{\alpha \rho / \mu} \frac{dr}{r} e^{\left[\int_{\rho x}^{\alpha \rho / \mu} \frac{\mu}{\rho \alpha} - e^{-r(\mu/\rho \alpha)} \right] dr} + \frac{e}{\alpha} \left[\int_{\rho x}^{\infty} \frac{\mu}{\rho} e^{-r(\mu/\rho)} dr \right] \right\} \quad (4.11)$$

Ou:

$$c = \frac{\alpha \rho}{\mu}$$

$$j = \rho x$$

$$R(x) = \frac{2\pi W_a \alpha}{\mu^2} \left\{ \int_j^c \frac{dr}{r} e^{\left[\int_j^c \frac{\mu}{\rho \alpha} - e^{-r(\mu/\rho \alpha)} dr \right]} + \frac{e}{\alpha} \left[\int_j^{\infty} \frac{\mu}{\rho} e^{-r(\mu/\rho)} dr \right] \right\} \quad (4.12)$$

Substituindo o valor da constante k e resolvendo-se as integrais, pode-se escrever a equação 4.12 como sendo:

$$R(x) = 2,89 \times 10^{-5} \frac{\mu}{\rho} \alpha W_a \bar{E}_\beta \left\{ \alpha [1 + \ln(\alpha / \mu x)] - e^{1 - [\mu x / \alpha]} + e^{(1 - \mu x)} \right\} \quad (4.13)$$

onde:

W_a é a concentração no solo (Bq/cm²), que deve ser considerada como:

$$W_a (\text{U ou Th}) = \text{ppm}(\text{urânio ou tório}) \cdot 10^{-4} \cdot \rho \text{ (t/m}^3\text{)} \cdot H \text{ (m)} \cdot \text{Atv}_{\text{esp}} \text{ (Bq/g)} \quad (4.14)$$

ppm(urânio) – partes por milhão do radioisótopo de urânio ou tório presente;

ρ (t/m³) – densidade do material;

H (m) – altura da pilha;

Atv_{esp} (Bq/g) – atividade total presente por peso do material considerado

$$\alpha = [3\alpha^2 - (\alpha^2 - 1)]^{-1} \quad (4.15)$$

μ/ρ – coeficiente de atenuação (cm^2/g) no ar, dado pela equação 4.16:

$$\frac{\mu}{\rho} = \frac{16,0}{(E_{\beta\text{máx}} - 0,036)^{1,40}} [2 - (\bar{E}_{\beta} / E_1)] \quad [\text{cm}^2/\text{g}] \quad (4.16)$$

onde:

$E_{\beta\text{máx}}$ – energia máxima da radiação β ;

E_1 – energia média hipotética de radiação beta.

O termo entre colchetes na equação 4.16 é uma correção para o Sr-90 e Bi-210 sendo igual a 1 para os demais radionuclídeos; $[(\bar{E}_{\beta} / E_1) - 1,17]$, para Sr-90; e 0,77 para o Bi-210.

\bar{E}_{β} - energia média da radiação beta, que equivale a 1/3 de sua energia máxima.

O valor da constante “ α ” depende da energia máxima da radiação beta absorvida pelo tecido, sendo:

$$\alpha = 2,0 \quad \text{para} \quad 0,17 < E \text{ máx} < 0,5 \text{ MeV} \quad (4.17)$$

$$\alpha = 1,5 \quad \text{para} \quad 0,5 < E \text{ máx} < 1,5 \text{ MeV} \quad (4.18)$$

$$\alpha = 1,0 \quad \text{para} \quad 1,5 < E \text{ máx} < 3,0 \text{ MeV} \quad (4.19)$$

As doses resultantes dos radionuclídeos das séries naturais, nos diferentes materiais selecionados, podem ser, então, determinadas, variando-se os valores das concentrações presentes (W_a) e obtendo-se os valores de $R(x)$ fornecido pela equação 4.13. O valor de Q_B , em ppm, pode ser obtido, admitindo-se que o valor de $R(x)$ e de r são, respectivamente, 1 Gy/h e 100 cm [2].

Em síntese, o trabalho proposto admite as mesmas considerações feitas pela AIEA [20], no que concerne: (a) à dose de radiação beta na pele de uma pessoa exposta, após um acidente envolvendo um embalado do tipo A; (b) à perda total da blindagem da embalagem, bem como foi mantido o conceito de um fator de blindagem residual para emissores beta; (c) à taxa de dose equivalente de radiação beta na pele, a 1 m do embalado danificado, limitada a $1 \text{ Sv} \cdot \text{h}^{-1}$, o que equivale, aproximadamente, a uma taxa de dose absorvida de radiação beta no ar de $1 \text{ Gy} \cdot \text{h}^{-1}$; (d) à geometria de fonte como plana e infinita.

Nas figuras 4.6 e 4.7 encontram-se representadas as taxas de dose em função das quantidades, em ppm, de urânio e filhos e de tório e filhos, respectivamente.

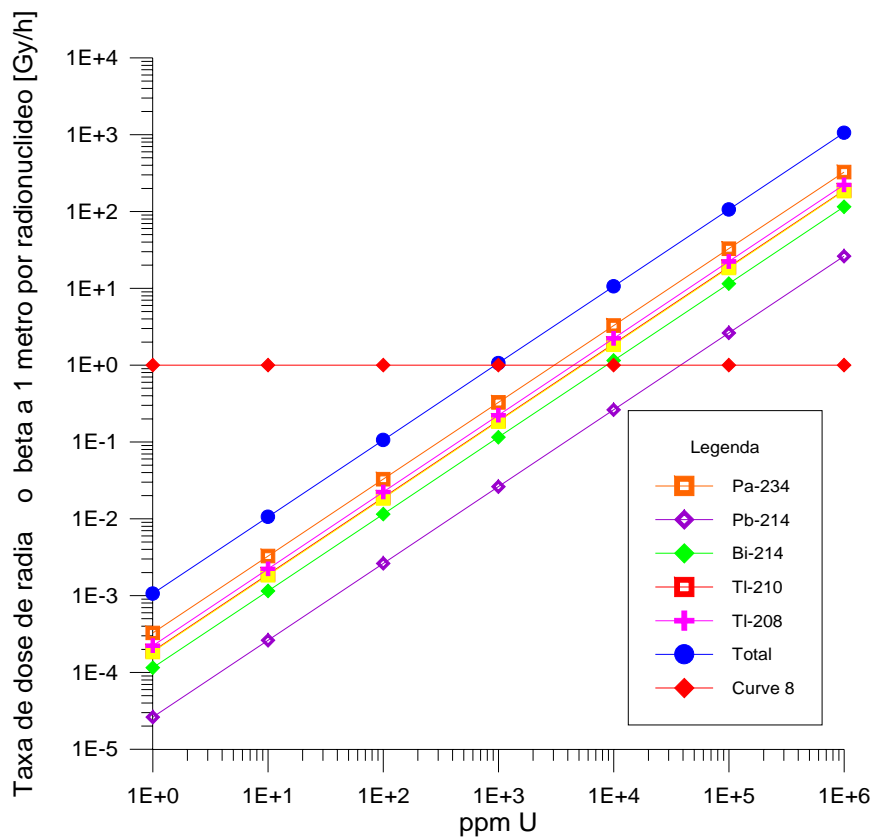


Figura 4.6 - Valores taxas de dose de radiação beta, em função das quantidades, em ppm, de urânio e filhos.

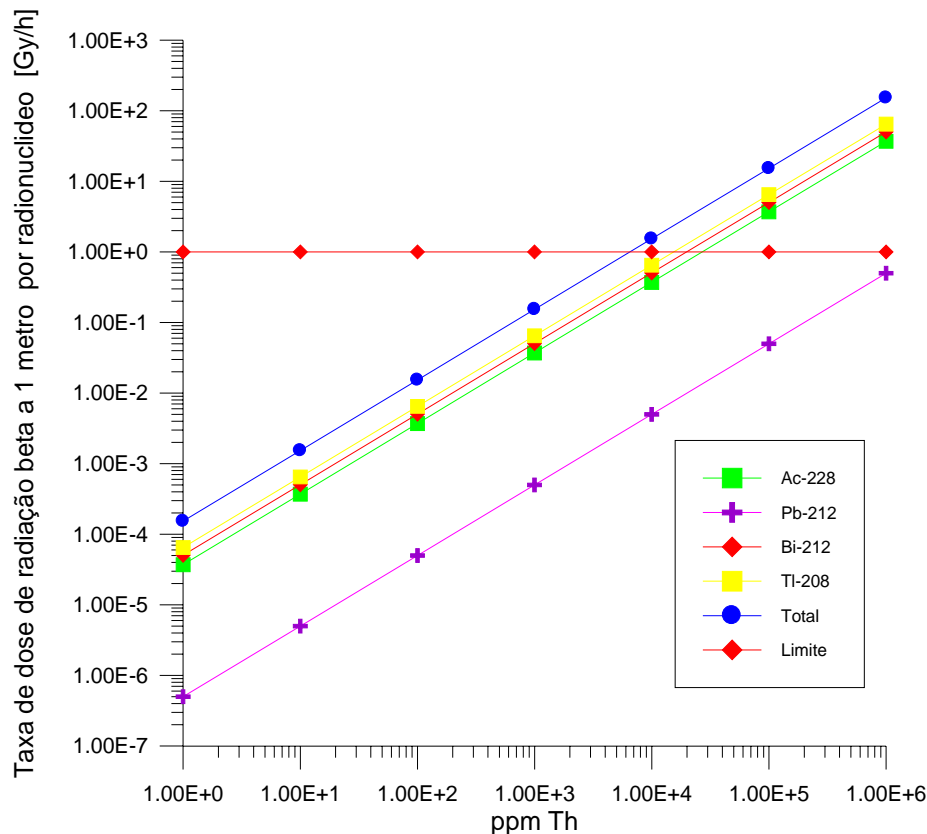


Figura 4.7 - Valores taxas de dose de radiação beta, em função das quantidades, em ppm, de tório e filhas.

Conforme apresentado na figuras 4.6 e 4.7, mesmo a AIEA [20] tendo considerado o conteúdo em atividade para materiais BAE-I, como *ilimitado*, é possível se determinar os valores de Q_B . Assim, se Q_B for o valor mais restritivo, com relação aos outros cenários propostos para o sistema Q, os minérios e concentrados contendo urânio e tório deveriam ser transportados em embalados mais resistentes (tipo A ou com grau de resistência mecânica superior, por exemplo do tipo B), ou seja, a quantidade presente de radionuclídeos em embalados do tipo A estaria *limitada* a minérios com concentrações iguais ou superiores a 1.000 ppm em urânio e iguais ou superiores a 10.000 ppm de tório.

A título de melhor ilustrar a influência das porcentagens de urânio e tório presentes (ppm) na determinação de Q_B , foram calculadas as taxas de dose de radiação beta na pele a 1m, conforme o cenário sugerido pela AIEA. Os resultados estão apresentados na figura 4.8.

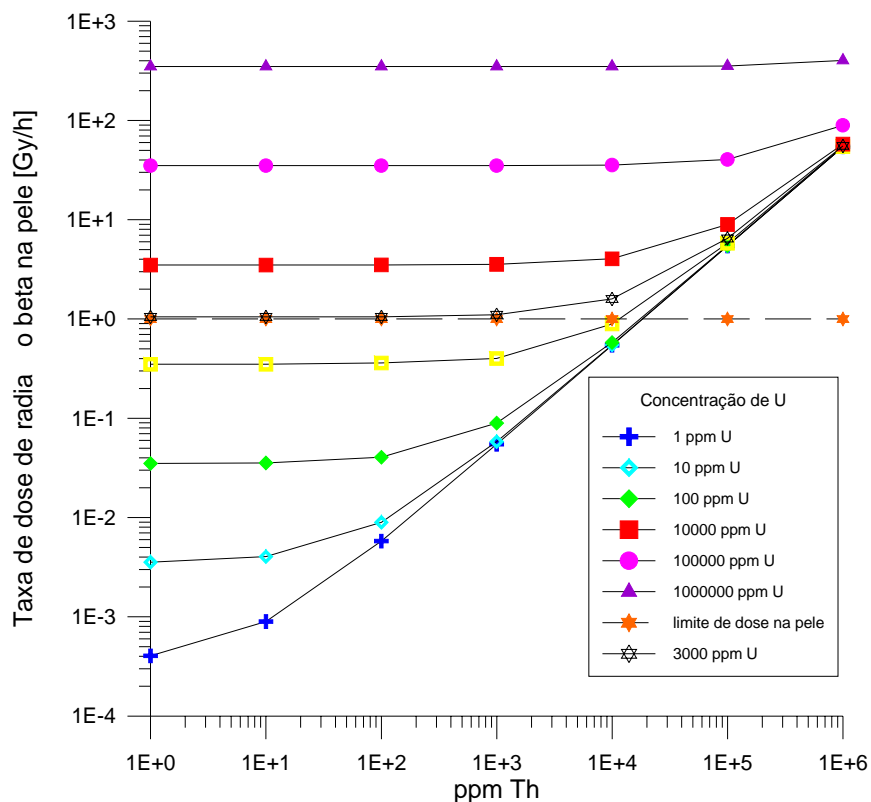


Figura 4.8 – Taxas de dose de radiação beta na pele a 1m da fonte.

Depreende-se da figura 4.8, que os valores limites para Q_B seriam alcançados, por exemplo, para minérios contendo em torno de 3000 ppm de urânio, e para qualquer valor, em ppm, de tório. Conclui-se que se faz necessário uma revisão do que vem sendo recomendado pela AIEA.

IV.3 - CÁLCULO DOS VALORES DE Q_C , DOSE INTERNA VIA INALAÇÃO

Como base para obtenção dos valores de Q_C para este trabalho, partiu-se da hipótese que o material seria derramado no solo e ressuspensão no ar por ventos e outras perturbações. Vários fatores influenciam a ressuspensão dessas partículas incluindo as condições climáticas, velocidade do vento no local, relevo do local, período de tempo desde a deposição, tamanho de partícula, dentre outros.

O tamanho de partícula é importante por duas razões: a quantidade que pode ser resuspensa e a quantidade que pode ser inalada. Partículas na faixa de 1000-2000 μm de diâmetro podem rolar ou deslizar ao longo de superfícies, como resultado da ação de

ventos, enquanto que, partículas pequenas, na faixa de 50-1000 μm de diâmetro, podem ser suspensas verticalmente no ar sob a ação de ventos e rapidamente retornar ao solo pela ação gravitacional. Partículas menores do que 50 μm de diâmetro podem ser ressuspensas por ação de ventos ou outras perturbações no ambiente e permanecerem suspensas por um longo período de tempo. Partículas muito pequenas (0,1 μm de diâmetro ou menos) raramente são ressuspensas sozinhas, só se estiverem agregadas a outros materiais [62].

Para fins de proteção radiológica, o cálculo da dose deve ser efetuado para as partículas que podem ser inaladas pelo homem, isto é, abaixo de 10 μm de diâmetro.

Duas metodologias podem ser utilizadas para o cálculo da ressuspensão de partículas, quais sejam:

- (i) Fator de Ressuspensão, FR (do inglês- *Resuspension Factor* - parâmetro dado em m^{-1});
- (ii) Carga de Poeira, CP (do inglês – *Dust Load* - parâmetro dado em g/cm^3).

Uma outra metodologia não muito utilizada é conhecida como a taxa de ressuspensão (parâmetro dado em s^{-1}), definida como sendo a relação entre o fluxo de ressuspensão dado em $\text{Bq}/(\text{m}^2.\text{s})$, e a contaminação de superfície, dada em Bq/m^2 . Este fator, ao contrário dos outros dois, não pode ser determinado rapidamente em uma situação de emergência.

O Fator de Ressuspensão (m^{-1}) é definido como sendo a relação entre a concentração do radionuclídeo existente (suspensa) no ar (C_{ar} , em Bq/m^3) e a contaminação existente na superfície do solo (W_a) em Bq/m^2 ou seja:

$$FR = C_{ar} / W_a \quad (4.20)$$

Uma das principais limitações desse modelo é que ele supõe que a contaminação no ar se origina, apenas, da contaminação local. Na prática, a contaminação no ar vem de diferentes fontes, em diferentes distâncias. Também é um valor que varia com o tempo.

Já a Carga de Poeira, dada em kg/m^3 , é definida como sendo a relação entre a concentração de radionuclídeo no ar, C_{ar} , em Bq/m^3 , e a concentração mássica de radionuclídeo no solo, C_m , dada em Bq/kg , ou seja:

$$CP = C_{ar} / C_m \quad (4.21)$$

Para aplicação desse conceito, a espessura de contaminação do solo é necessária. Experimentalmente, a determinação de C_m é complexa, já que depende do valor correto da altura de solo contaminado, expresso em Bq/kg.

Vários trabalhos podem ser encontrados na literatura sobre FR, em situações de acidente (por exemplo: no transporte). As principais modelagens encontram-se resumidas na tabela 4.12.

Tabela 4.12 – Modelagem para cálculo do Fator de Ressuspensão.

Referência	Equação para FR [FR] = m ⁻¹ e [t] = dias	Limitação
Linsley [63]	$FR(t) = 10^{-6} \exp(-0,01 \times t) + 10^{-9}$	1º dia do acidente até vários anos após o ocorrido
Garland [64]	$FR(t) = 1,2 \times 10^{-6} t^{-1}$	1º dia do acidente até vários anos após o ocorrido
Roed [65]	$5,0 \times 10^{-8} \exp(-0,003 \times t) + 10^{-9}$	30º dia do acidente até vários anos após o ocorrido
KFK [66]	$1,04 \times 10^{-7} \exp(-0,0073 \times t) + 6,5 \times 10^{-9} \exp(-0,00046 \times t)$	50º do acidente até vários anos após o ocorrido

Pela tabela 4.12, observa-se que o Fator de Ressuspensão diminui consideravelmente com o passar do tempo do acidente.

A tabela 4.13 apresenta alguns fatores de correção para a fórmula de Garland, que leva em consideração algumas situações reais típicas.

Tabela 4.13 - Fatores de correção para a fórmula de Garland.

Condições ambientais	Fator de correção
Zona rural – vento leve	x 1
Clima árido	x 10
Zona urbana, tráfego leve, pequeno fluxo de pedestres	x 10
Zona urbana, tráfego pesado	x 100
Ventos fortes	Fatores acima duplicados

De acordo com o relatório NUREG/CR-5512 [67], vários trabalhos publicados entre 1964 e 1997 foram revisados, tendo sido que apenas alguns poucos trabalhos fornecem valores para o Fator de Ressuspensão, em áreas internas. Valores de FR foram encontrados entre 2×10^{-8} 1/m e 4×10^{-2} 1/m.

Na tabela 4.14, dispõe-se, a título ilustrativo, um resumo dos principais trabalhos analisados e seus resultados, para duas categorias de contaminação, quais sejam estudos envolvendo contaminação recente de solos e contaminações antigas.

Tabela 4.14 - Sumário dos estudos para estimativa do fator de ressuspensão.

Estudo	Faixa do Fator de Ressuspensão [m ⁻¹] (x10 ⁻⁶)
Deposições recentes	
Fish et al., 1967 [68]	9,4 - 710
Ikezawa, 1980 [69]	2,3 - 180
Jones, 1967 [70]	0,3 - 177
Deposições antigas	
Breslin, 1966 [71]	0,33 - 2,08
Eisenbud, 1954 [72]	0,1 - 0,5
Nardi, 1999 [73]	0,067 - 0,227
Ruhter, 1988 [74]	0,055 - 0,11
Spangler, 1999 [75]	0,425

Ainda de acordo com a publicação [67], a Comissão Nuclear Regulatória Americana (NRC) recomenda a utilização de um valor para o FR entre $1,0 \times 10^{-6}$ e $1,42 \times 10^{-5}$ 1/m, para sítios em descomissionamento. Em áreas urbanas, a Carga de Poeira varia entre 5 e 50 $\mu\text{g}/\text{m}^3$ e, em grandes áreas industriais, na faixa de 100 a 800 $\mu\text{g}/\text{m}^3$ [61]. Entretanto, valores maiores podem ser encontrados em determinadas áreas devido à perturbações feitas pelo homem, principalmente, em ambientes muito secos (370 – 65000 $\mu\text{g}/\text{m}^3$), por exemplo, perto de veículos que se movem, como escavadeiras, tratores, etc.

Os valores de Q_C são então calculados, para cada tipo de material a ser estudado, partindo-se dos valores encontrados para a ressuspensão e, não mais, conforme propõe a

AIEA, de uma incorporação proveniente de uma liberação que resultaria na inalação de 10^{-6} do conteúdo de um embalado destruído durante um acidente. Para tanto, a dose resultante é calculada, considerando-se a concentração de radionuclídeo no ar, C_{ar} , como se segue:

$$D = \sum_{n=1}^i C_{ar} \cdot TR \cdot 0.5 \cdot FD_i \quad (4.22)$$

onde:

i - número de radionuclídeos a ser considerado;

C_{ar} - concentração de radionuclídeo no ar [Bq/m^3]

TR - taxa de Respiração do homem referência [m^3/h];

FD_i – Fator de Dose do radionuclídeo i .

O fator Q_C será então obtido em ppm, para os diferentes materiais a serem estudados, considerando-se uma dose resultante de 50mSv.

A figura 4.9 apresenta a distribuição de doses obtidas, em função das quantidades existentes de urânio e tório, em equilíbrio secular, presentes no material BAE-I, e, conseqüentemente, demonstrando existir um valor limite para Q_C . Pode-se observar na figura 4.9, por exemplo, que o valor de Q_C seria atingido para quantidades de urânio presentes em minérios da ordem de 1.000 ppm.

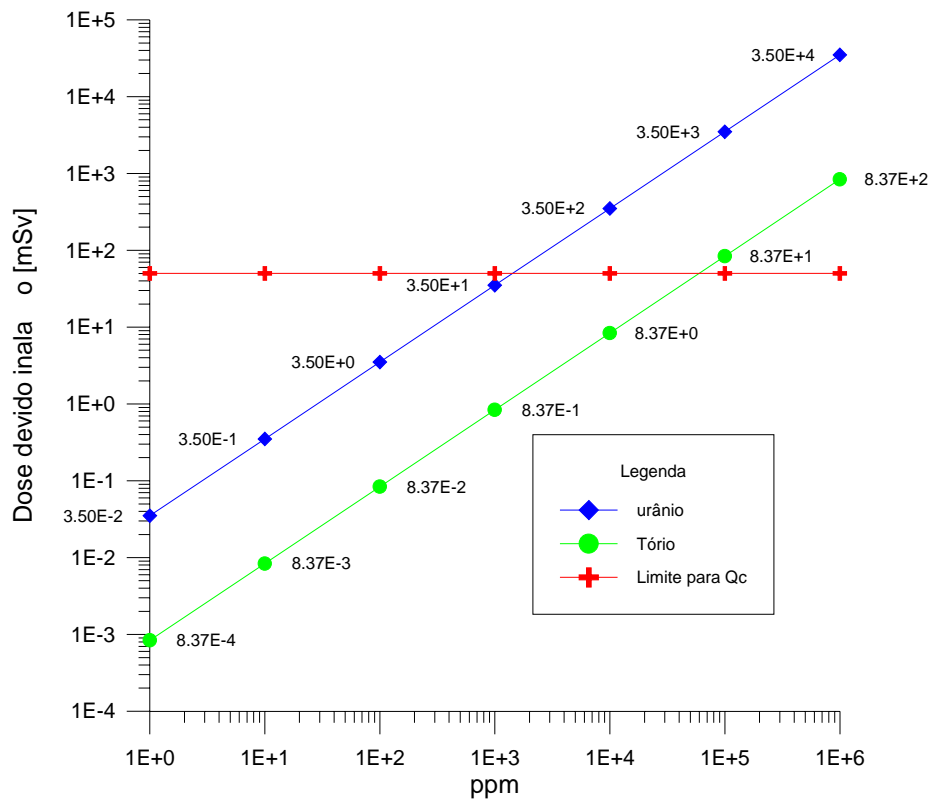


Figura 4.9 - Dose devido à inalação em função das quantidades em ppm de urânio e tório.

A figura 4.10 apresenta os valores de dose encontrados para diferentes teores (em ppm) de urânio e tório presentes em minérios. Observa-se que, por exemplo, para minérios contendo em torno de 1.000 ppm de urânio, mesmo não tendo tório presente, estaria sendo atingido o valor limite para Q_C , o que reforça a necessidade de ocorrerem modificações nas considerações feitas pela AIEA, ou seja, da necessidade de estabelecimento de limites para um material BAE-I.

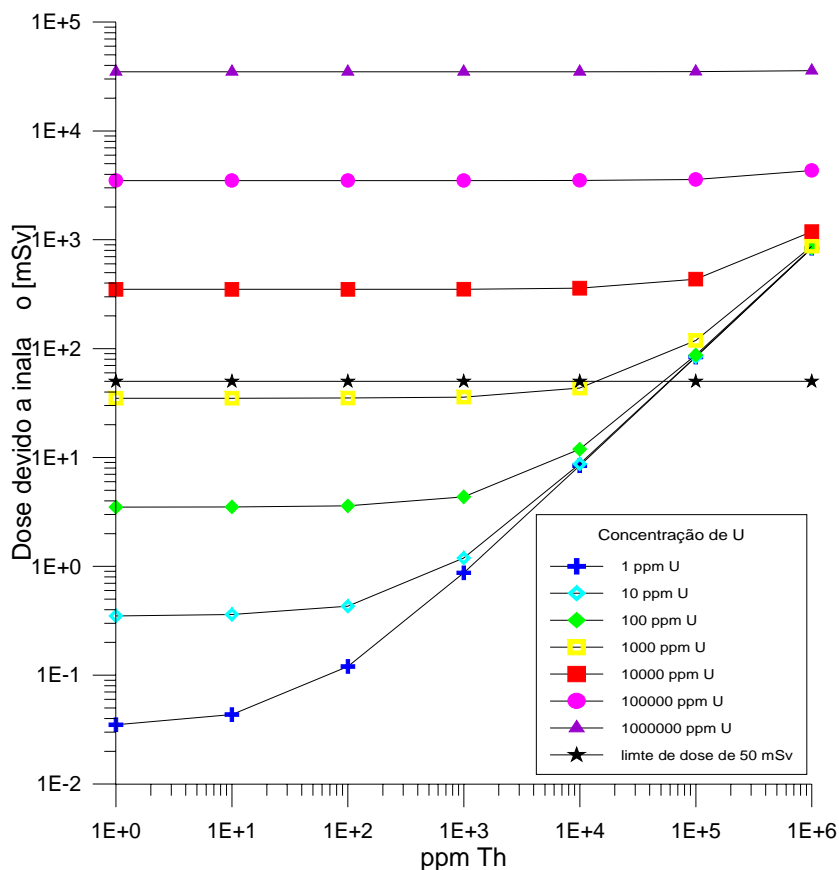


Figura 4.10 – Distribuição de doses para diferentes teores (em ppm) de urânio e tório presentes em minérios

IV.4 - CÁLCULO DOS VALORES DE Q_D , CONTAMINAÇÃO DE PELE E DOSE POR INGESTÃO

Na modelagem proposta para o cálculo do valor de Q_D , utilizar-se-á um cenário similar ao adotado pela AIEA [2]. Dessa feita, considerar-se-á: (i) não mais de 1 % do conteúdo disperso, numa área equivalente a 1 m^2 , conforme supõe a AIEA, mas a fonte uniformemente distribuída no solo, plana e infinita e com uma concentração (W_a) dada em Bq/cm^2 ; (ii) o nível de contaminação das mãos como sendo 10 % do valor da concentração; (iii) as mãos não sendo lavadas durante um período de pelo menos 5 horas; (iv) a espessura sensível da pele do indivíduo como sendo de 7 mg/cm^2 ; (v) toda a atividade contida em 10 cm^2 de pele ingerida, num período de 24 horas.

A taxa de dose de radiação beta, a uma distância x (cm) da fonte, pode ser calculada, de acordo como o esquema da figura 4.5.

O cálculo do valor da taxa de dose será realizado de modo similar ao adotado para o Q_B , utilizando-se a Equação de Loevinger [43], integrando-se ao longo de toda a fonte. Utilizar-se-á, então, a equação 4.13, sendo W_a – concentração no tecido, dada em Bq/cm^2 .

O coeficiente de atenuação μ/ρ , expresso em cm^2/g , quando se trata de pele, é dado pela equação abaixo:

$$\frac{\mu}{\rho} = \frac{18,6}{(E_{\beta máx} - 0,036)^{1,37}} [2 - (\bar{E}_{\beta} / E_1)] \quad (4.23)$$

onde:

$E_{\beta máx}$ - energia máxima da radiação beta;

E_1 - Energia hipotética média;

\bar{E}_{β} - Energia média da radiação beta que é igual a 1/3 da sua energia máxima.

Como anteriormente mencionado, o termo entre colchetes é uma correção para o Sr-90 e Bi-210, sendo igual a 1, para os demais radionuclídeos; $[(\bar{E} / E_1) - 1,17]$ para o Sr-90; e 0,77 para o Bi-210.

A constante “ α ” depende da energia máxima e será expressa pelas equações 4.15, 4.17, 4.18 e 4.19.

Para se calcular o valor da atividade máxima Q_D , deve-se considerar:

Para o urânio:

$$W_{aU} = 10\% \cdot \text{ppm}(\text{urânio}) \times \rho \text{ (t/m}^3\text{)} \times H \text{ (m)} \times \text{Atv}_{\text{esp}}(\text{Bq/g}) \cdot 10^{-4} \text{ (m}^2\text{/cm}^2\text{)} \quad (4.24)$$

Para o tório:

$$W_{aTh} = 10\% \cdot \text{ppm}(\text{tório}) \times \rho \text{ (t/m}^3\text{)} \times H \text{ (m)} \times \text{Atv}_{\text{esp}}(\text{Bq/g}) \cdot 10^{-4} \text{ (m}^2\text{/cm}^2\text{)} \quad (4.25)$$

Sendo: W_a – concentração de material radioativo nas mãos (Bq/cm^2).

Para que o limite anual de dose não seja ultrapassado (50mSv/ano), é considerado que um indivíduo envolvido no acidente tenha permanecido por um período de 5 horas com as mãos contaminadas, ou seja, o valor da taxa de dose máxima permissível será de 10 mSv/h.

Assim sendo, substituindo-se esses valores na equação 4.13, tem-se:

$$10 = 2,89 \times 10^{-5} W_a \frac{\mu}{\rho} \alpha W_a \overline{E}_{\beta} \{a [1 + \ln(a / \mu x)] - e^{-[(\mu x) / a]} \} e^{(1 - \mu x)} \quad (4.26)$$

A equação acima correlaciona Q_D com os valores de W_a a serem obtidos, para os diferentes materiais de interesse.

Considerando a densidade do corpo humano (ρ) como sendo, aproximadamente, igual a 1 g/cm^3 , o valor de Q_D será calculado para uma espessura média $x = 7,0 \times 10^{-3} \text{ cm}$.

Ressalta-se, que o modelo empregado para avaliar Q_D considera, também, a estimativa de dose devido à incorporação de material via ingestão. Assumindo que uma pessoa possa ingerir toda a contaminação presente em 10^{-3} m^2 de pele, em um período de 24 horas, isso resultaria numa incorporação de $10^{-6} Q_D$. Comparada com $10^{-6} Q_C$ via inalação, de acordo com [2], o processo de incorporação via inalação é muito mais restritivo, para emissores beta do que via ingestão, e, portanto, neste caso, deverá ser considerado como limitante para o sistema Q. Segundo a mesma referência, $Q_D \ll Q_C$. Assim, não serão calculados valores para ingestão para Q_D .

Na figura 4.11, encontram-se representados os valores obtidos, ao se correlacionar as quantidades presentes de urânio e tório no minério, em ppm, com as taxas de dose de radiação beta na pele obtidas, partindo-se do cenário estabelecido para o presente trabalho. Como pode ser observado, também para o Q_D , deveria existir um valor limitante, conforme representado na figura 4.11. A dose estabelecida para o cenário proposto pela AIEA estaria sendo atingida para quantidades, em ppm, bem pequenas, quer para o urânio, quer para o tório presentes nos minérios (da ordem de 100 ppm cada).

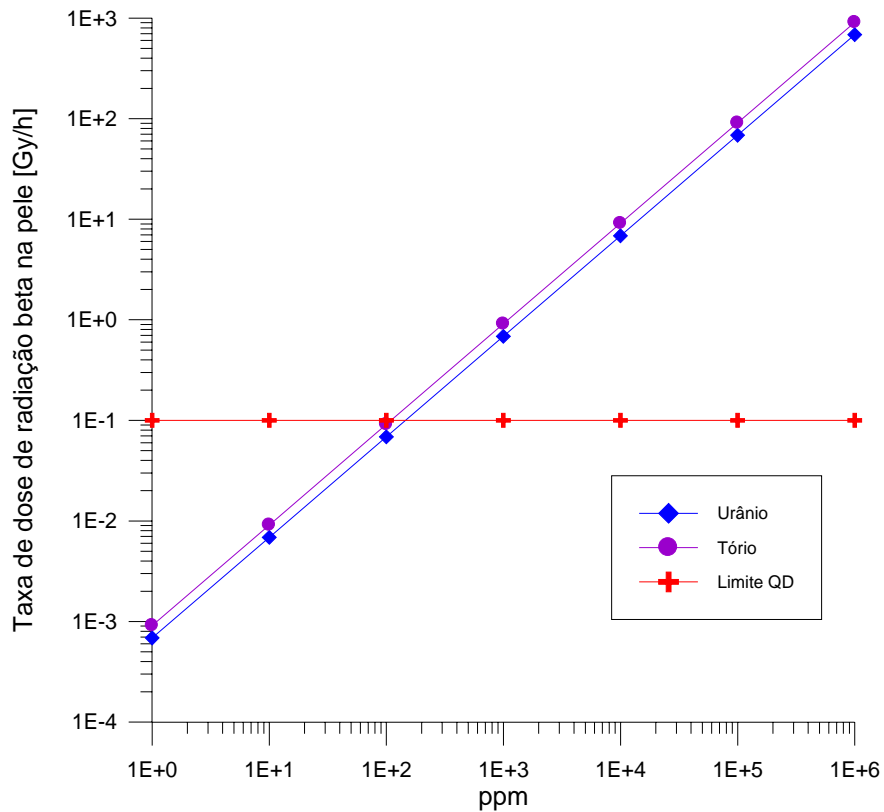


Figura 4.11 - Taxas de dose de radiação beta na pele, em função das quantidades, em ppm, de urânio e tório presentes nos minérios.

Procurou-se, ainda, conforme apresentado na figura 4.12, calcular os valores de dose para diferentes teores, em ppm, de urânio e tório presentes nos minérios.

A figura 4.11 mostra que, para o cenário proposto no presente trabalho, mais realista que o sugerido pela AIEA, apenas pequenas quantidades de urânio e tório poderiam ser transportadas, ou seja, haveria, ao contrário do que dispõe a Agência, um valor limite bem baixo para o transporte de material BAE-I, ao invés de se ter como ilimitada essas quantidades .

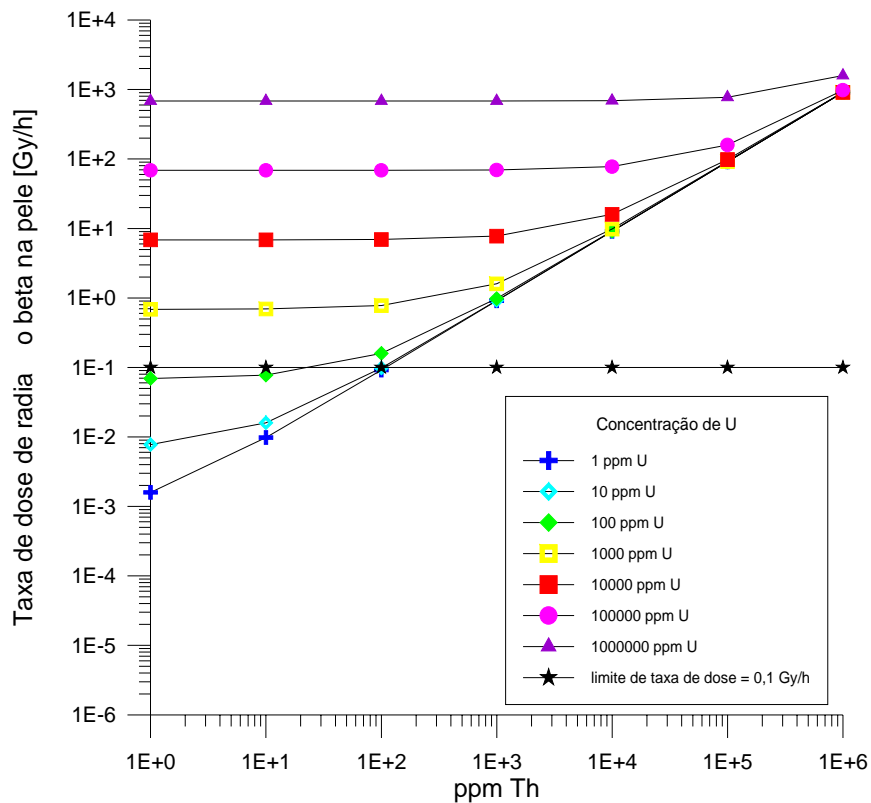


Figura 4.12 – Distribuição de dose para diferentes teores, em ppm, de urânio e tório presentes nos minérios.

A figura 4.12 apresenta os valores de taxas de dose beta calculados para diferentes concentrações, em ppm, de urânio e tório presentes em minérios e concentrados.

Mais uma vez, observa-se, claramente, a necessidade de limitação de conteúdo em atividade por embalagem, que deveria ser estabelecida pela AIEA, para o transporte de material BAE-I.

IV.5 - CÁLCULO DOS VALORES DE Q_E , DOSE DEVIDO A IMERSÃO EM ISÓTOPOS GASOSOS

Tendo em vista ser o valor de atividade, Q_E , calculado apenas para radionuclídeos gasosos e, neste trabalho de tese, para a ressuspensão do material realmente depositado no solo, após liberação acidental, o valor Q_C , obtido, e posterior inalação, será mais conservativo e, portanto, deverá ser utilizado como referência para o sistema Q , ao invés do Q_E , já que inclui não apenas os materiais “gasosos”, mas todos os radionuclídeos presentes que podem ser incorporados.

Procurou-se efetuar alguns cálculos, para melhor ilustrar a não influência do valor de Q_E na determinação da limitação de conteúdo para transporte de material BAE-I. Assim sendo e considerando que a dose resultante seria proveniente do radônio presente, foram feitas as considerações abaixo.

O cálculo de doses efetivas causadas por radônio e seus produtos de decaimento é efetuado levando-se em consideração este radionuclídeo que aparece na atmosfera por processo difusivo, sendo em seguir disponibilizado ao indivíduo resultando em exposições externas e internas. Assim sendo, o radônio exala de solos, rocha ou materiais de construção que os contêm [76]. Em áreas abertas, a exalação depende de vários fatores ambientais, tais como umidade, tamanho de partícula do solo, densidade, velocidade de vento, entre outras.

A modelagem de concentrações de radônio no ar requer cálculos ou formulações empíricas da taxa de exalação desse radionuclídeo. Para tal a obtenção de resultados é importante se determinar a emanação do radônio, característica do material que o contêm. Assim, determina-se o coeficiente de emanação que descreve a fração dos átomos de radônio, provenientes do decaimento α do rádio, que aparece entre os volumes vazios do material e se encontram disponíveis para serem transportados.

O processo de exalação de radônio, ou seja, o fluxo de radônio, J , em átomos/($\text{cm}^2 \cdot \text{s}$) decorrente de um processo difusivo do transporte no material que o contém, pode ser calculado, utilizando-se a equação 4.27:

$$J_o = A W \rho \tau h_1 \varepsilon \quad (4.27)$$

onde:

A - concentração de Ra-226 presente no material, em Bq/g;
 W - fração do material presente no solo (em massa);
 ρ - densidade do solo em g/cm³;
 τ - fator de emanação, definido como sendo a fração dos átomos de radônio produzida que escapa da fase sólida do solo através dos vazios;
 h_1 - espessura do solo em cm;
 ε - fator de confinamento (-) expresso por [76]:

$$\varepsilon = (H_1 / h_1) \cdot \tanh(h_1 / H_1) \quad (4.28)$$

sendo H_1 conhecido como coeficiente de relaxação do solo, em cm, dado por :

$$H_1 = \sqrt{\frac{D_1}{\lambda}} \quad (4.29)$$

onde:

D_1 - coeficiente de difusão efetiva do radônio no solo, em cm²/s.

Em solos com baixo conteúdo de mistura, D_1 é da ordem de 10^{-6} m²/s. O limite superior desse valor é dado no ar cujo valor máximo atinge $1,1 \times 10^{-5}$ m²/s. Para solos completamente saturado, este coeficiente pode ser tão baixo quanto 10^{-10} m²/s;

λ - constante de desintegração do radônio (Rn-222), em s⁻¹ = $2,09 \times 10^{-6}$ s⁻¹.

Se h_1 é grande, quando comparado com H_1 , então a tangente hiperbólica, $\tanh(h_1 / H_1)$, é igual a 1 e, conseqüentemente, $\varepsilon = (H_1 / h_1)$, o que transforma a equação 4.27 em:

$$J_o = A W \rho \tau H_1 \quad (4.30)$$

A interdependência entre τ e H_1 é muito complexa. Entretanto, alguns experimentos resultaram nos seguintes valores [76]:

- botaforas (tailings), τ varia entre 0,03 e 0,3;
- minérios triturados, τ varia entre 0,01 e 0,9;
- materiais secos e grossos, H_1 varia de 1 a 2 m;
- solos úmidos e pequenas partículas de argila, H_1 varia entre 0,1 e 0,5 m;

- solos completamente saturados, H_l é da ordem de 0,001 m.

Para os cálculos foram consideradas as quantidades de urânio presentes, em ppm. Efetuou-se, então, cálculos utilizando-se a equação 4.30, obtendo-se os resultados apresentados na figura 4.13.

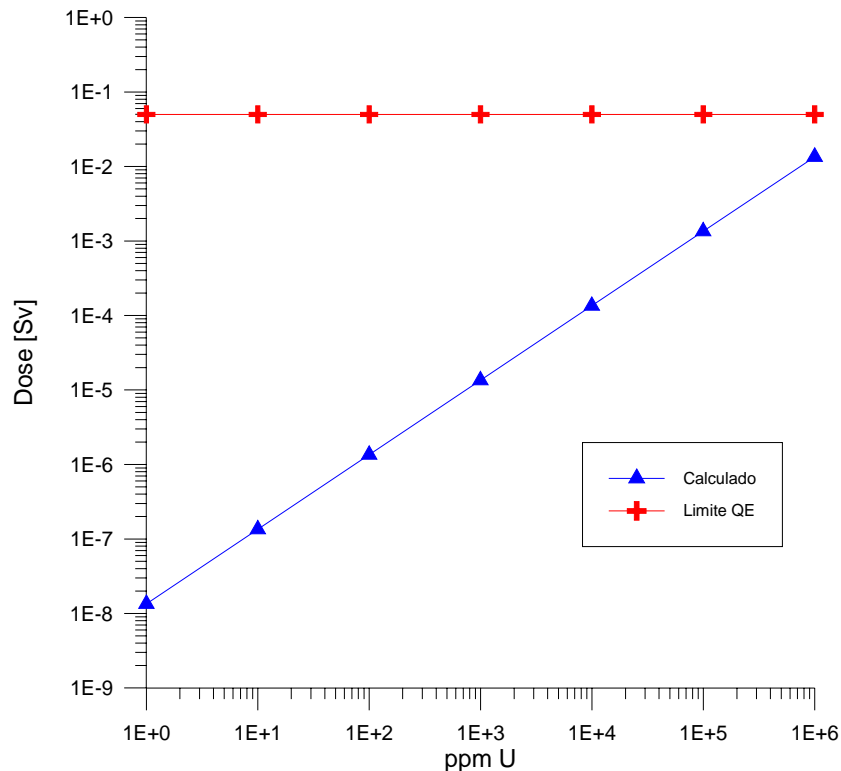


Figura 4.13 –Dose devido à inalação, em função da quantidade em ppm presente no material.

Conforme pode ser observado na figura 4.13, o valor de Q_E permaneceria como ilimitado, ao se considerar um cenário mais realista que o proposto pela AIEA, em termos da dose resultante da exalação do radônio no minério. Isto corrobora a afirmativa que a utilização do valor de Q_C como limitante estaria sendo mais conservativo, já que foram obtidos valores limites de atividade, já apresentados neste trabalho.

IV.6 – RESUMO DO VALORES DE Q_A , Q_B , Q_C , Q_D e Q_E RESULTANTES DO MODELO DOSIMÉTRICO PROPOSTO

Os resultados obtidos no modelo proposto demonstram haver, ao contrário do estabelecido pela AIEA [2], um valor limite para Q , o qual deve ser considerado, de

modo conservativo, como sendo o menor dos valores obtidos para Q_A , Q_B , Q_C , Q_D e Q_E . Assim, para os cenários mais realistas identificados no presente trabalho, no que concerne ao conteúdo, em atividade, de material radioativo BAE-I presente em um embalado, pode se depreender o que se segue:

- Q_A - a quantidade ilimitada, proposta pela AIEA, estaria justificada.
- Q_B - a quantidade ilimitada não estaria justificada, estando, portanto, incorreta a proposição da AIEA. O valor obtido no presente trabalho indica que o limite de conteúdo radioativo para embalados do tipo A estaria sendo atingido para minérios com concentrações iguais ou superiores a 1.000 em urânio e 10.000 ppm de tório, o que demonstra que estaria incorreta a proposição da AIEA;
- Q_C - a quantidade ilimitada, não estaria justificada. O limite para embalados do tipo A estaria sendo atingido para minérios contendo em torno de 1000 ppm de urânio, sem tório presente, ou seja, a proposição da AIEA estaria incorreta;
- Q_D - a quantidade ilimitada, não poderia ser corroborada, tendo em vista que apenas pequenas quantidades de urânio e tório poderiam ser transportadas. Assim, haveria limite para Q_D , ou seja, mais uma vez a proposição da AIEA está incorreta;
- Q_E - a quantidade ilimitada, para o conteúdo em atividade de material BAE-I proposta pela AIEA, estaria justificada.

A tabela 4.14 apresenta os resultados obtidos para os valores de Q_A , Q_B , Q_C , Q_D e Q_E para os cenários propostos neste trabalho.

Tabela 4.14 - Sumário dos resultados obtidos para os valores de Q_A , Q_B , Q_C , Q_D e Q_E .

Valor AIEA Q_A , Q_B , Q_C , Q_D e Q_E	Q_A ,	Q_B ,	Q_C ,	Q_D	Q_E
	U e Th presentes [ppm]	U e Th presentes [ppm]	U e Th presentes [ppm]	U e Th presentes(*) [ppm]	U e Th presentes [ppm]
Ilimitado	Ilimitado	1.000 U 10.000 Th	1.000 U	100 U 100 Th	Ilimitado

(*) valor mais restritivo para fontes infinitas

CAPÍTULO V

CONCLUSÕES E RECOMENDAÇÕES

CONCLUSÕES

O presente trabalho teve como principal meta avaliar, criteriosamente, se os atuais requisitos de segurança e radioproteção, editados pela AIEA e aceitos mundialmente, para materiais do tipo BAE-I, estão tecnicamente bem fundamentados.

Observou-se, de acordo com os cenários mais realistas descritos nesta tese, em relação ao sistema Q proposto pela AIEA, o que se segue:

- Em relação ao Q_A , pode-se depreender que a quantidade *ilimitada* para o conteúdo em atividade de material BAE-I, presente em qualquer tipo de embalado, estaria justificada, ou seja, a proposição da AIEA estaria correta, já que, mesmo em se considerando 100% de urânio ou tório presentes, os valores de taxas de dose ficariam muito abaixo do previsto pela AIEA para o Q_A .
- Com relação aos Níveis Máximos de Radiação (NMR) utilizados na determinação dos índices de transporte estabelecidos para carregamentos de minérios e concentrados de urânio e tório, os valores propostos pela AIEA, estariam sendo subestimados, para grandes carregamentos de minério de urânio e superestimados para os concentrados químicos de tório, carecendo, portanto, de alteração nos regulamentos.
- Também com relação ao Q_B , é possível se determinar valores *limites*, para o conteúdo radioativo de material BAE-I, ao contrário do que prevê a Agência. Se Q_B for o valor mais restritivo com relação aos outros cenários propostos para o sistema Q, os minérios e concentrados contendo urânio e tório necessitariam ser transportados em embalados mais robustos que os ora utilizados.
- Observou-se, do cenário mais realista proposto para o Q_C , que, para minérios contendo em torno de 1.000 ppm de urânio, mesmo não tendo tório presente, esse seria o valor *limite* para Q_C , ou seja, mais uma vez prevaleceria a asserção de serem necessárias modificações nos regulamentos da AIEA.

- Com relação ao Q_D , para o cenário proposto no presente trabalho, verificou-se que apenas pequenas quantidades de urânio e tório poderiam ser transportadas em embalagens do tipo industrial ou a granel, ou seja, haveria ao contrário do que dispõe a Agência, um valor *limite* bem baixo para o transporte de material BAE-I, ao invés de se ter essas quantidades como *ilimitada*.
- No cenário proposto no presente trabalho para o cálculo de Q_E , pode ser observado que permaneceria como *ilimitado* o valor em atividade que poderia ser transportada de material BAE-I. Concluiu-se, também, que é correto se afirmar que a utilização do valor de Q_C , como limitante, estaria sendo mais conservador para a determinação do tipo de embalado a ser selecionado, no que tange o material BAE-I.

De modo geral, o presente trabalho evidenciou a necessidade de revisão das atuais proposições estabelecidas pela AIEA para o transporte de material BAE-I, e, conseqüentemente, das regulamentações internacionais, que utilizam como base essas proposições da Agência para o transporte de materiais radioativos por via aquática, aérea, ou terrestre, tais como: (i) *United Nations Economic and Social Council Committee of Experts on the Transport of Dangerous Goods* (UN-ECOSOC) (Orange Book); (ii) *International Maritime Organization* (IMO), com responsabilidade sobre o *International Maritime Dangerous Goods Code – (IMDG Code)*, (ii) *International Civil Aviation Organization* (ICAO); (iii) *Universal Postal Union* (UPU), responsável pelo transporte postal de materiais radioativos e, (iv) na Europa, *International Carriage of Dangerous Goods by Rail* (RID), para vias férreas, *International Carriage of Dangerous Goods by Road* (ADR); para rodovias e pelo *International Carriage of Dangerous Goods by on Inland Waterways* (ADN).

RECOMENDAÇÕES

De acordo com os resultados obtidos neste trabalho, recomenda-se a AIEA que:

- Se for mantido o atual sistema Q, sem modificação nos requisitos ora estabelecidos para o transporte de material BAE-I, a Agência deveria propor a utilização de embalagens mais robustas do que as atualmente existentes. Essa proposta carece de uma avaliação criteriosa do aumento dos custos envolvidos no transporte, o que poderá impor barreiras não alfandegárias, principalmente aos Estados Membros da AIEA que exportam tais materiais.
- Caso contrário, dever-se-ia alterar o sistema Q, especificamente na determinação dos valores para Q_B , Q_C e Q_D , adequando os cenários propostos pela AIEA, de forma a que fossem obtidos valores *ilimitados* para o conteúdo de material BAE-I, o que faria com que estivessem justificados tais conteúdos presentes nos embalados atualmente utilizados.

REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- [1] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR, *Norma CNEN - NE- 5.01 Transporte de Materiais Radioativos*. Jul. 1988.
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Advisory material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material* –Viena, IAEA, 2002. (Safety Standards Series, n. TS-G-1.1 (ST-2)).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material*. Viena, IAEA, 1961a. (Safety Series, n. 6).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Notes on Certain Aspects of the Regulations*. Viena, IAEA, 1961b. (Safety Series, n. 7).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material*. Viena, IAEA, 1964. (Safety Series, n. 6. Edição revisada).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material*. Vienna, IAEA, 1967 (Safety Series, n. 6).
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material*. Viena, IAEA, 1973. (Safety Series, n. 6. Edição revisada).
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material 1973 Revised Edition (As Amended)*. Viena, IAEA, 1979. (Safety Series, n. 6).
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Advisory Material for the Application of the IAEA Transport Regulations*. Viena: IAEA, 1973b (Safety Series, n. 37).
- [10] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material. 1985 Edition, Revised Edition (As Amended)*. Viena, IAEA, 1985. Safety Series, n. 6).
- [11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Advisory Material for the Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material*. 2. ed. Viena, IAEA, 1982. (Safety Series, n. 37).
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material. (1985 Edition)*. 3. ed. Viena, IAEA, 1987. (Safety Series, n. 37).

- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Explanatory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material. (1985 Edition)*. 2. ed. Viena, IAEA, 1987. (Safety Series, n. 7).
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Schedules of Requirements for the Transport of Specific Types of Radioactive Material Consignments*. Viena, IAEA, 1987. (Safety Series, n. 80).
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material*. Viena, IAEA, 1985. (Safety Series, n. 6).
- [16] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (1985 Edition) Revised Edition. Supplement 1988*. Viena, IAEA, 1988. (Safety Series, n. 6).
- [17] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material*. Viena: IAEA, 1996. (n.. ST-1).
- [18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material. 1985 Edition (As amended 1990)*. Viena, IAEA, 1990. (Safety Series, n. 6).
- [19] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material. 1996 Edition (Revised)*. Viena, IAEA, 2000. (n. TS-R-1, Revised).
- [20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material. 1996 Edition (As amended)*. Viena, IAEA, 2003. (n.. TS-R-1).
- [21] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *International Studies on Certain Aspects of the Safe Transport of radioactive Materials, 1980-1985*. Viena, IAEA, 1986. (TECDOC-375).
- [22] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. *Recommendations of the International Commission on Radiological Protection*. Publication 26, Pergamon Press, Oxford and New York, 1977.
- [23] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. *Limits for Intakes of Radionuclides by Workers*. Publication 30, Parts 1-3. Oxford and New York, Pergamon Press, 1980.
- [24] COMISSÃO NACIONAL DE ENERGIA NUCLEAR. *Diretrizes básicas de radioproteção*. Rio de Janeiro, CNEN, 1988 (CNEN NE- 3.01).

- [25] PARENTE, Roberto Cruz. *Perfil analítico do urânio por Roberto Cruz Parente e Givaldo Lessa Castro*. ed. revisada e atual. Brasília Departamento Nacional da Produção Mineral (DNPM) 1987.
- [26] NUCLEAR ENERGY AGENCY. *Uranium 2001: Resources, Production and Demand, A joint report by OECD Nuclear Energy Agency and The international Atomic Energy Agency*. Paris, OECD, 2002.
- [27] BRASIL. DECRETO-LEI nº.1.985, de 29 de janeiro de 1940. Código de Minas. C.L.B.R. Coleção de Leis do Brasil. V. 001, pp.40. Col 1, Jan.1940.
- [28] MACIEL, Aluizio Castanho. *Perfil analítico do tório e terras raras, por Aluizio Castanho e Paulo Roberto Cruz*. Rio de Janeiro, Departamento Nacional da Produção Mineral (DNPM), 1973.
- [29] BRASIL. LEI nº 4.118, de 27 de Agosto de 1962. Dispõe sobre a Política Nacional de Energia Nuclear, cria a Comissão Nacional de Energia Nuclear e da Outras Providências. D.O.F.C. Diário Oficial da União, Brasília, pp.09701, Col. 1, 19. Set. 1962.
- [30] FRONDEL, C. *Systematic mineralogy of uranium and thorium*. U.S. Geology Surveillance Bulletin. Estados Unidos, 1958.
- [31] COSTA, Fábio Emilio T.T.B. *Perfil analítico da columbita-tantalita*. Rio de Janeiro, Departamento Nacional da Produção Mineral (DNPM), 1973.
- [32] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANISATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANISATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION. *International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources*. Viena, IAEA, 1996 (Safety Series, n. 115).
- [33] LAUTERBACH, U. “Radiation level for low specific activity materials in compact stacks”, *Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 80 (Proc. Symp. Berlin, 1980)*, Bundesanstalt für Materialprüfung, Berlin, 1980.
- [34] GELDER, R., *Radiation Exposure from the Normal Transport of Radioactive Materials within the United Kingdom*, NRPB-M255, National Radiological Protection Board, Chilton, UK, 1991.
- [35] HAMARD, J., et al., “Estimation of the individual and collective doses received by workers and the public during the transport of radioactive materials in France

- between 1981 and 1990”, In: *Proc. Symp. Yokohama City, 1992*, pp. 231-233, Tokyo, 1992.
- [36] KEMPE, T.F., GRODIN, L., “Radiological impact on the public of transportation for the Canadian Nuclear Fuel Waste Management Program”, In: *Packaging and Transportation of Radioactive Materials*, pp. 87-88, Washington, DC, 1989.
- [37] GELDER, R., *Radiological Impact of the Normal Transport of Radioactive Materials by Air*, NRPB M219, National Radiological Protection Board, Chilton, UK, 1990.
- [38] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *An Assessment of the Radiological Impact of the Transport of Radioactive Materials*. Viena, IAEA 1986. (TECDOC-398).
- [39] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION *Task Group on Dose Calculations: Energy and Intensity Data for Emissions Accompanying Radionuclide Transformations*. Publication 38. Oxford and New York, Pergamon Press, 1984.
- [40] CROSS, W.G. *et. al. Tables of Beta-Ray Dose Distributions in Water, Air and Other Media*. Ontario, Atomic Energy of Canada, 1967. (Rep. AECL-2793).
- [41] BAILEY, M.R. *BETA: A Computer Program for Calculating Beta Dose Rates from Point and Plane Sources.*, Londres, Central Electricity Generating Board, 1973. (Rep. RD/B/N2763).
- [42] HADJANTONION, A., ARMIRIOTIS, J., ZANNOS, A., “The performance of Type A packaging under air crash and fire accident conditions”. In: *Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM '80*, pp. 826-832, Berlin, Bundesanstalt für Materialprüfung, 1980.
- [43] STEWART, K., *Principal Characteristics of Radioactive Contaminants which may Appear in the Atmosphere*. Oxford and New York, Pergamon Press, 1969. (Health Physics, v. 2, Series 12).
- [44] TAYLOR, C.B.G. “Radioisotope packages in crush and fire”. In: *Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM '80*, pp 1347-1354, Berlin, Bundesanstalt für Materialprüfung, 1980.
- [45] BRYANT, P.M. *Methods of Estimation of the Dispersion of Windborne Material and Data to Assist in their Application*. Report AHSB(RP)R42, United Kingdom Atomic Energy Authority, Berkley, UK, 1964.

- [46] DUNSTER, H.J. *Maximum Permissible Levels of Skin Contamination*. Berkeley, UK, 1967 (Rep. AHSB RP-R78).
- [47] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. *Task Group on Dose Calculations: Energy and Intensity Data for Emissions Accompanying Radionuclide Transformations*. Oxford and New York, Pergamon Press, 1984. (Publication 38).
- [48] GOLDFINCH, E.P., MACDONALD, H.F. “Dosimetric aspects of permitted activity leakage rates for type B packages for the transport of radioactive materials”, *Radiation Protection Dosimetry*, n. 2, p. 75, 1982.
- [49] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. *Data for Use in Protection against External Radiation*, ICRP, Oxford and New York, Pergamon Press, 1987. (Publication 51).
- [51] LOHMANN, D.H., “Transport of radioactive materials: A review of damage to packages from the radiochemical centre during transport”, In: *Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM '80*, pp. 321-323, Berlim, Bundesanstalt für Materialprüfung, 1980.
- [52] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. *Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers*, ICRP, Oxford and New York, Pergamon Press, 1995. (Publication n. 68).
- [53] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. *Task Group Report on Reference Man*. ICRP, Pergamon Press, Oxford and New York, 1973. (Publication 23).
- [54] UNITED STATES ENVIRONMENTAL PROTECTION AGENCY, External Exposure to Radionuclides in Air, Water and Soil, Federal Guidance Report No. 12, USEPA, Washington, DC , 1993.
- [55] ROCKWELL, T. *Reactor Shielding Design Manual*. D.Van Nostrand, Princeton, N.J., 1956.
- [56] UNSCEAR – “Ionizing radiation: Sources and Biological effects”, 1982 Report, pp 773, United Nations Publication, New York, 1982.
- [57] BECK, H.L. “The physics of Environmental Gamma radiation Fields - The Natural Radiation Environmental II”, In: *Proceedings of the Second International Symposium on the Natural Radiation Environmental*. v. 1, pp XIII-456, USA, 1972.

- [58] DREXLER, Gunter Gustav et al. “Calculation of Organ doses from Environmental Gamma Rays Using Human Phantoms and Monte carlo Methods, Part 1, Mono-Energetic Sources and Natural Radionuclides in the Ground”, Institute fur Strahlenschutz, pp 1-113, GSF Munchen, Neuerberg, 1990.
- [59] HEILBRON, P.F.L. et al. “Development of a Model to Determine Transport Indexes and Labeling for Uranium and Thorium Ores or Concentrates Consignments”. *RAMTRANS*. v.13, n.2., pp. 101-109, 2002.
- [60] SHANI, Gad. *Radiation Dosimetry: Instrumentation Methods/Gd Shani*. 2. ed., Boca Raton, CRC Press LLC, 2001.
- [61] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS. *Exposure of the Population in the United States and Canada from Natural Background Radiation*, NCRP94, 1988. (Publication n. 45).
- [62] NATIONAL RADIOLOGICAL PROTECTION BOARD. *Calculation of Resuspension Doses for Emergency Response*. Report NRPB, Didcot, UK, 2002.
- [63] LINSLEY, G.S., *Resuspension of the Transuranium Elements: A Review of Existing Data*. NRPB Report, National Radiological Protection Board, Didcot, UK, 1978.
- [64] GARLAND, J.A., “Resuspension of fall-out material following the Chernobil Accident”, *Journal of Aerosol Science*. pp. 793-806. Londres, 1994.
- [65] ROED, J., “Dry deposition in rural and urban area in Denmark”, *Radiation Protection Dosimetry*, n. 21, pp. 33-36, 1987.
- [66] KfK and NRPB. *COSYMA: a new package for accident consequence assessment*. EUR 13028, Luxemburgo: EC, 1991.
- [67] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. *Residual Radioactive Contamination for Decommissioning Washington, DC*, NRC, 2001 (NUREG/CR-5512).
- [68] FISH, B.R. et al. “Resuspension of Settled Particulates”. In: *Surface Contamination: Proceedings of a Symposium Held in Gatlinburg, Tennessee, June 1964*. p. 75, Oxford, Pergamon Press, 1967.
- [69] IKEZAWA, Y., OKAMOTO, T. et al. “Experiences in Monitoring Airborne Radioactive Contamination”. In: *Radiation Protection: A Systematic Approach*

- to Safety - Proceedings of the 5th International *Radiation Protection Society*, p 495, Oxford, Pergamon Press, 1980.
- [70] JONES, I.S., POND, S.F. "Some Experiments to Determine the Resuspension Factor of Plutonium from Various Surfaces," In: *Surface Contamination: Proceedings of a Symposium Held in Gatlinburg, Tennessee, June 1964*. p. 83, Oxford, Pergamon Press, 1967.
- [71] BRESLIN A.J., GEORGE, A.C. et al.. *The Contribution of Uranium Surface Contamination to Inhalation Exposures, HASL-175*. New York, 1966.
- [72] EISENBUD, M., BLATZ H. et al. "How Important is Surface Contamination?" *Nucleonics*, v. 12, pp. 8-9, 1966.
- [73] NARDI, A.J. *Operational Measurements and Comments Regarding the Resuspension Factor*. In: Presentation at NRC Decommissioning Workshop, March 18, 1999 and associated transcript. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., 1999.
- [74] RUHTER, P.E., ZURLIENE, W.G. *Radiological Conditions and Experiences in the TMI- Auxiliary Building*. CONF-881-24-9, 1988.
- [75] SPANGLER, D.L., "Re-Suspension Factor Determination and Comparison Using Data from an Operating Licensed Facility," BWX Technologies, Inc., In: *Presentation at NRC Decommissioning Workshop, December, 1998 and associated transcript*. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C., 1998.
- [76] EUROPEAN COMMISSION, *Practical Use of Concepts of Clearance and Exemption-Part II*, Radiation Protection 122, Directorate-General Environment, Luxembourg, 2001.

APÊNDICE A

PROGRAMAS COMPUTACIONAIS UTILIZADOS

CÁLCULO DE Q_A

```
600 CLS
DIM CCC(100), ALF1(100), ALF2(100)
800 INPUT "TITULO "; t$
900 LPRINT : LPRINT t$:
950 INPUT "A PROFUNDIDADE DE SOLO EM CM "; P
960 INPUT "ENTRE COM A DENSIDADE DO SOLO EM G/CM3 "; DS
970 PRINT : LPRINT "PROFUNDIDADE DE SOLO EM cm = "; P
990 DIM E(100), PG(100), B1(100), MI(100), MS(100), AAA(100, 100), FF(100, 100),
r(100, 100)
980 LPRINT " DENSIDADE DO SOLO EM g/cm3 = "; DS
1000 INPUT "NUMERO DE GAMAS EMITIDOS 23 P/UR E 32 P/TH "; NN
1010 INPUT "QUAL A FAMILIA DE GAMAS (U/T) ?"; A$
1020 IF (A$ = "U") OR (A$ = "u") THEN GOTO 1060
1030 IF (A$ = "T") OR (A$ = "t") THEN GOTO 1040
1040 OPEN "TORIOGA.DAT" FOR INPUT AS #4
1050 GOTO 1070
1060 OPEN "URANIOGA.DAT" FOR INPUT AS #4
1070 FOR I = 1 TO NN
INPUT #4, E(I), PG(I)
REM INPUT "e="; E(I)
REM INPUT "PG="; PG(I)
REM LISTA DOS COEFICIENTES DE ATENUACAO MASSICO DO SOLO EM
FUNCAO DAS ENERGIAS
REM E FUNCAO DA COMPOSICAO DO SOLO(SIO2,FE,FE2O3, H2O ETC.)

IF E(I) >= .01 AND E(I) <= .015 GOTO 100
IF E(I) >= .015 AND E(I) <= .02 GOTO 101
IF E(I) >= .02 AND E(I) <= .03 GOTO 102
IF E(I) >= .03 AND E(I) <= .04 GOTO 103
IF E(I) >= .04 AND E(I) <= .05 GOTO 104
IF E(I) >= .05 AND E(I) <= .06 GOTO 105
IF E(I) >= .06 AND E(I) <= .08 GOTO 106
IF E(I) >= .08 AND E(I) <= .1 GOTO 107
IF E(I) >= .1 AND E(I) <= .15 GOTO 108
IF E(I) >= .15 AND E(I) <= .2 GOTO 109
IF E(I) >= .2 AND E(I) <= .3 GOTO 110
IF E(I) >= .3 AND E(I) <= .4 GOTO 111
IF E(I) >= .4 AND E(I) <= .5 GOTO 112
IF E(I) >= .5 AND E(I) <= .6 GOTO 113
IF E(I) >= .6 AND E(I) <= .8 GOTO 114
IF E(I) >= .8 AND E(I) <= 1! GOTO 115
IF E(I) >= 1! AND E(I) <= 1.5 GOTO 116
IF E(I) >= 1.5 AND E(I) <= 2! GOTO 117
```

```

IF E(I) >= 2! AND E(I) <= 3! GOTO 118
100 MS(I) = (26.25 - (E(I) - .01) * (26.25 - 8.175) / .005) * DS
GOTO 1300
101 MS(I) = (8.175 - (E(I) - .015) * (8.175 - 3.626) / .005) * DS
GOTO 1300
102 MS(I) = (3.626 - (E(I) - .02) * (3.626 - 1.225) / .01) * DS
GOTO 1300
103 MS(I) = (1.225 - (E(I) - .03) * (1.225 - .624) / .01) * DS
GOTO 1300
104 MS(I) = (.624 - (E(I) - .04) * (.624 - .4022) / .01) * DS
GOTO 1300
105 MS(I) = (.4022 - (E(I) - .05) * (.4022 - .3027) / .01) * DS
GOTO 1300
106 MS(I) = (.3027 - (E(I) - .06) * (.3027 - .2169) / .02) * DS
GOTO 1300
107 MS(I) = (.2169 - (E(I) - .08) * (.2169 - .1816) / .02) * DS
GOTO 1300
108 MS(I) = (.1816 - (E(I) - .1) * (.1816 - .1451) / .05) * DS
GOTO 1300
109 MS(I) = (.1451 - (E(I) - .15) * (.1451 - .1287) / .05) * DS
GOTO 1300
110 MS(I) = (.1287 - (E(I) - .2) * (.1287 - .1093) / .1) * DS
GOTO 1300
111 MS(I) = (.1093 - (E(I) - .3) * (.1093 - .09733) / .1) * DS
GOTO 1300
112 MS(I) = (.09733 - (E(I) - .4) * (.09733 - .0886) / .1) * DS
GOTO 1300
113 MS(I) = (.0886 - (E(I) - .5) * (.0886 - .08188) / .1) * DS
GOTO 1300
114 MS(I) = (.08188 - (E(I) - .6) * (.08188 - .07169) / .2) * DS
GOTO 1300
115 MS(I) = (.07169 - (E(I) - .8) * (.07169 - .06443) / .2) * DS
GOTO 1300
116 MS(I) = (.06443 - (E(I) - 1!) * (.06443 - .05247) / .5) * DS
GOTO 1300
117 MS(I) = (.05247 - (E(I) - 1.5) * (.05247 - .04526) / .5) * DS
GOTO 1300
118 MS(I) = (.04526 - (E(I) - 2!) * (.04526 - .03685) / 1!) * DS

```

1300

REM ENTRADA DOS COEFICIENTES DO FATOR DE BUILD UP COM BASE NO
CONCRETO

```

IF E(I) >= .01 AND E(I) <= .5 THEN CCC(I) = 12.5: ALF1(I) = -.11: ALF2(I) = .01
IF E(I) > .5 AND E(I) <= 1 THEN CCC(I) = 9.7: ALF1(I) = -.098: ALF2(I) = .03
IF E(I) > 1 AND E(I) <= 1.5 THEN CCC(I) = 7.5: ALF1(I) = -.075: ALF2(I) = .046
IF E(I) > 1.5 AND E(I) <= 2 THEN CCC(I) = 6.3: ALF1(I) = -.068: ALF2(I) = .058
IF E(I) > 2 AND E(I) <= 2.5 THEN CCC(I) = 5.5: ALF1(I) = -.065: ALF2(I) = .065
IF E(I) > 2.5 THEN CCC(I) = 4.6: ALF1(I) = -.062: ALF2(I) = .074

```

REM ENTRADA DOS COEFICIENTES DE ABSORCAO MASSICO DO AR P/
 CALCULO
 REM DAS TAXAS DE EXPOSICAO PARA ENERGIAS ENTRE 0.01 MEV E 3
 MEV

IF E(I) >= .01 AND E(I) <= .015 THEN GOTO 1331
 IF E(I) >= .015 AND E(I) <= .02 THEN GOTO 1332
 IF E(I) >= .02 AND E(I) <= .03 THEN GOTO 1333
 IF E(I) >= .03 AND E(I) <= .04 THEN GOTO 1334
 IF E(I) >= .04 AND E(I) <= .05 THEN GOTO 1335
 IF E(I) >= .05 AND E(I) <= .06 THEN GOTO 1336
 IF E(I) >= .06 AND E(I) <= .08 THEN GOTO 1337
 IF E(I) >= .08 AND E(I) <= .1 THEN GOTO 1338
 IF E(I) >= .1 AND E(I) <= .15 THEN GOTO 1339
 IF E(I) >= .15 AND E(I) <= .2 THEN GOTO 1340
 IF E(I) >= .2 AND E(I) <= .3 THEN GOTO 1341
 IF E(I) >= .3 AND E(I) <= .4 THEN GOTO 1342
 IF E(I) >= .4 AND E(I) <= .5 THEN GOTO 1343
 IF E(I) >= .5 AND E(I) <= .6 THEN GOTO 1344
 IF E(I) >= .6 AND E(I) <= .8 THEN GOTO 1345
 IF E(I) >= .8 AND E(I) <= 1! THEN GOTO 1346
 IF E(I) >= 1! AND E(I) <= 1.5 THEN GOTO 1347
 IF E(I) >= 1.5 AND E(I) <= 2! THEN GOTO 1348
 IF E(I) >= 2! AND E(I) <= 3 THEN GOTO 1349

1331 MI(I) = 4.61 - (E(I) - .01) * 3.34 / .005

GOTO 1450

1332 MI(I) = 1.27 - (E(I) - .015) * (1.27 - .511) / .005

GOTO 1450

1333 MI(I) = .511 - (E(I) - .02) * (.511 - .148) / .01

GOTO 1450

1334 MI(I) = .148 - (E(I) - .03) * (.148 - .0668) / .01

GOTO 1450

1335 MI(I) = .0668 - (E(I) - .04) * (.0668 - .0406) / .01

GOTO 1450

1336 MI(I) = .0406 - (E(I) - .05) * (.0406 - .0305) / .01

GOTO 1450

1337 MI(I) = .0305 - (E(I) - .06) * (.0305 - .0243) / .02

GOTO 1450

1338 MI(I) = .0243 - (E(I) - .08) * (.0243 - .0234) / .02

GOTO 1450

1339 MI(I) = .0234 - (E(I) - .1) * (.0234 - .025) / .05

GOTO 1450

1340 MI(I) = .025 - (E(I) - .15) * (.025 - .0268) / .05

GOTO 1450

1341 MI(I) = .0268 - (E(I) - .2) * (.0268 - .0287) / .1

GOTO 1450

1342 MI(I) = .0287 - (E(I) - .3) * (.0287 - .0295) / .1

GOTO 1450

```

1343 MI(I) = .0295 - (E(I) - .4) * (.0295 - .0296) / .1
GOTO 1450
1344 MI(I) = .0296 - (E(I) - .5) * (.0296 - .0295) / .1
GOTO 1450
1345 MI(I) = .0295 - (E(I) - .6) * (.0295 - .0289) / .2
GOTO 1450
1346 MI(I) = .0289 - (E(I) - .8) * (.0289 - .0278) / .2
GOTO 1450
1347 MI(I) = .0278 - (E(I) - 1) * (.0278 - .0254) / .5
GOTO 1450

1348 MI(I) = .0254 - (E(I) - 1.5) * (.0254 - .0234) / .5
GOTO 1450
1349 MI(I) = .0234 - (E(I) - 2) * (.0234 - .0205) / 1
GOTO 1450
1450 NEXT I
REM CLOSE #4
1500 INPUT "ALTURA ACIMA DO SOLO EM METROS = "; HH
1600 INPUT "RAIO EM METROS = "; RR
1700 TETA = ATN(RR / HH)
1750 PRINT : PRINT "ALTURA ACIMA DO SOLO EM METROS = "; HH
1760 PRINT "RAIO EM METROS = "; RR
1770 AT = 3.1416 * RR * RR * 100 * 100 * P
PRINT "VOLUME DE SOLO CONSIDERADO = "; AT; " CM3"
LPRINT "ATIVIDADE ESPECIFICA DE SOLO CONSIDERADA IGUAL A 1Bq de
Uranio/cm3 de solo"
LPRINT
OPEN "dados77.dat" FOR APPEND AS #22

1800 FOR I = 1 TO NN
1900 B1(I) = MI(I) * .001293 * 100 * HH
2000 NEXT I
4700 FT = 0
4750 RT = 0

REM CALCULO DAS DEZESSEIS INTEGRAIS EXPONENCIAIS, PARA CADA
ENERGIA
FO = 0
RO = 0
FOR I = 1 TO NN
PRINT "ENERGIA DO GAMA = "; E(I); " MeV"
PRINT "PERCENTAGEM DE GAMA EMITIDO = "; PG(I); "%"
PRINT "COEF DE ABSORCAO MASSICO DO AR EM CMCM/G = "; MI(I)
PRINT "COEF DE ATENUACAO MASSICO DO SOLO EM 1/CM = "; MS(I)
PRINT "B1= "; B1(I)
PRINT "C= "; CCC(I)
PRINT "ALF1="; ALF1(I)
PRINT "ALF2="; ALF2(I)
PRINT "TETA="; TETA
FOR J = 1 TO 16

```

```

S = 0
5000 IF J = 1 OR J = 5 THEN AA = B1(I)
      IF J = 2 OR J = 6 THEN AA = B1(I) + MS(I) * P
      IF J = 9 THEN AA = B1(I) * (1 / COS(TETA))
      IF J = 3 THEN AA = B1(I) * (1 + ALF1(I))
      IF J = 4 THEN AA = (B1(I) + MS(I) * P) * (1 + ALF1(I))
      IF J = 7 THEN AA = B1(I) * (1 + ALF2(I))
      IF J = 8 THEN AA = (B1(I) + MS(I) * P) * (1 + ALF2(I))
      IF J = 10 THEN AA = (B1(I) / COS(TETA)) * (1 + ALF1(I) * COS(TETA))
      IF J = 11 THEN AA = (B1(I) + MS(I) * P) / COS(TETA)
      IF J = 12 THEN AA = ((B1(I) + MS(I) * P) / COS(TETA)) * (1 + ALF1(I) *
COS(TETA))
      IF J = 13 THEN AA = (B1(I) / COS(TETA))
      IF J = 14 THEN AA = (B1(I) / COS(TETA)) * (1 + ALF2(I) * COS(TETA))
      IF J = 15 THEN AA = (B1(I) + MS(I) * P) / COS(TETA)
      IF J = 16 THEN AA = ((B1(I) + MS(I) * P) / COS(TETA)) * (1 + ALF2(I) *
COS(TETA))
      IF AA <= .5 THEN BB = 100
      IF AA <= .5 THEN N = 50000
      IF AA > .5 THEN BB = AA * 2
      IF AA > .5 THEN N = 50000
      CLS
      PRINT "CALCULOS INTEGRAIS EM ANDAMENTO"

5500  D = (BB - AA) / N
5600  FOR K = 1 TO N + 1
5700  X = AA + (K - 1) * D
5800  Y = EXP(-X) / X
5900  IF K = 1 THEN C = Y
6000  IF K = N + 1 THEN E = Y
6100  S = S + Y
6200  NEXT K
PRINT : PRINT :

PRINT "AA="; AA; " E1(AA)="; (2 * S - C - E) * D / 2

6300  IF J = 1 THEN AAA(I, J) = ((2 * S - C - E) * D / 2) * CCC(I) / (ALF1(I) *
MS(I))
6301  IF J = 2 THEN AAA(I, J) = -((2 * S - C - E) * D / 2) * EXP(-ALF1(I) * MS(I) *
P) * (CCC(I) / (ALF1(I) * MS(I)))
6302  IF J = 3 THEN AAA(I, J) = -((2 * S - C - E) * D / 2) * (CCC(I) / (ALF1(I) *
MS(I))) * EXP(ALF1(I) * B1(I))
6303  IF J = 4 THEN AAA(I, J) = ((2 * S - C - E) * D / 2) * (CCC(I) / (ALF1(I) *
MS(I))) * EXP(ALF1(I) * B1(I))
6304  IF J = 5 THEN AAA(I, J) = ((2 * S - C - E) * D / 2) * (1 - CCC(I)) / (ALF2(I) *
MS(I))
6305  IF J = 6 THEN AAA(I, J) = ((-2 * S - C - E) * D / 2) * (1 - CCC(I)) / (ALF2(I)
* MS(I)) * EXP(-ALF2(I) * MS(I) * P)
6306  IF J = 7 THEN AAA(I, J) = ((-2 * S - C - E) * D / 2) * (1 - CCC(I)) / (ALF2(I)
* MS(I)) * EXP(ALF2(I) * B1(I))

```

```

6307  IF J = 8 THEN AAA(I, J) = (((2 * S - C - E) * D / 2) * ((1 - CCC(I)) / (ALF2(I)
* MS(I)))) * EXP(ALF2(I) * B1(I))
6308  IF J = 9 THEN AAA(I, J) = -(((2 * S - C - E) * D / 2) * CCC(I) / (ALF1(I) *
MS(I))
6309  IF J = 10 THEN AAA(I, J) = (((2 * S - C - E) * D / 2) * CCC(I) / (ALF1(I) *
MS(I))) * EXP(ALF1(I) * B1(I))
6310  IF J = 11 THEN AAA(I, J) = (((2 * S - C - E) * D / 2) * CCC(I) / (ALF1(I) *
MS(I))) * EXP(-ALF1(I) * MS(I) * P)
6311  IF J = 12 THEN AAA(I, J) = -(((2 * S - C - E) * D / 2) * CCC(I) / (ALF1(I) *
MS(I))) * EXP(ALF1(I) * B1(I))
6312  IF J = 13 THEN AAA(I, J) = -(((2 * S - C - E) * D / 2) * (1 - CCC(I)) / (ALF2(I)
* MS(I))
6313  IF J = 14 THEN AAA(I, J) = (((2 * S - C - E) * D / 2) * (1 - CCC(I)) / (ALF2(I)
* MS(I))) * EXP(ALF2(I) * B1(I))
6314  IF J = 15 THEN AAA(I, J) = (((2 * S - C - E) * D / 2) * (1 - CCC(I)) / (ALF2(I)
* MS(I))) * EXP(-ALF2(I) * MS(I) * P)
6315  IF J = 16 THEN AAA(I, J) = -(((2 * S - C - E) * D / 2) * (1 - CCC(I)) / (ALF2(I)
* MS(I))) * EXP(ALF2(I) * B1(I))

6350  FF(I, J) = AT * PG(I) * .5 * AAA(I, J) / (3.1416 * RR * 100 * RR * 100 * P) /
100
6360  r(I, J) = FF(I, J) * E(I) * 1000000 * 3600 * MI(I) / (34 * 1.61E+12)

      PRINT "INFINITO="; BB
      S = 0

6600  FT = FT + FF(I, J)
6650  RT = RT + r(I, J)
6700  NEXT J
      CLS
PRINT : PRINT "FLUXO EM FOTONS POR CENTIMETRO QUADRADO POR
SEGUNDO="; FT
LPRINT "E="; E(I); "MeV TAXA DE EXPOSICAO ESPERADA EM R/h = "; RT
  LPRINT : LPRINT : PRINT
  MS = MS(I)
  MI = MI(I)
  E = E(I)
  PG = PG(I)
WRITE #22, E, PG, MS, MI, FT, RT

NFT = FT
NRT = RT
FT = 0
RT = 0
FO = NFT + FO
RO = NRT + RO
6750 NEXT I
CLOSE #22

```



```

6800 LPRINT : LPRINT " FLUXO TOTAL ESPERADO EM FOTONS/cm cm s = ";
FO
6850 LPRINT : LPRINT "TAXA DE EXPOSICAO TOTAL EM R/h = "; RO
INPUT g$
6900 STOP

```

CÁLCULO DE QA - DOSES EM FUNÇÃO DAS QUANTIDADES PRESENTES (ppm) DE URÂNIO E TÓRIO

```

CLS
REM "
REM ;

PRINT "td (Gy/h)      ppmU      ppmTh"
FOR i = 0 TO 6
  ppmU = 1 * (10 ^ i)
  FOR j = 0 TO 6
    ppmTh = 1 * (10 ^ j)
    td = (4E-09 * ppmU + 1.86E-09 * ppmTh) * 1000
    PRINT "td= (mGy/h)"; td; "  ppmU="; ppmU; "  ppmTh="; ppmTh
  NEXT j
NEXT i
INPUT f$
NEXT i
INPUT A$
STOP
END

```

CÁLCULO DE Q_B

```

CLS
DIM Emaxu(100)
DIM Pu(100)
DIM U(100)
DIM mi(100)
DIM miu(100)
DIM Emu(100)
DIM tdu(100)
REM "
REM ;
h = 1
ro = 4
x = 100
aeth = 1
aeu = 14400!
Emaxu(1) = .063
Pu(1) = .035
Emaxu(2) = 2.29
Pu(2) = .98
Emaxu(3) = .53
Pu(3) = .66
Emaxu(4) = 1.13

```

```

Pu(4) = .13
Emaxu(5) = .33
Pu(5) = .00019
Emaxu(6) = .65
Pu(6) = .5
Emaxu(7) = .71
Pu(7) = .4
Emaxu(8) = 1
Pu(8) = .23
Emaxu(9) = 1.51
Pu(9) = .4
Emaxu(10) = 1.3
Pu(10) = .25
Emaxu(11) = 1.9
Pu(11) = .56
Emaxu(12) = .016
Pu(12) = .85
Emaxu(13) = 1.161
Pu(13) = 1
Emaxu(14) = 1.571
Pu(14) = 1

FOR i = 0 TO 6
ppmU = 1 * (10 ^ i)
U(i) = 0
FOR k = 1 TO 14
IF Emaxu(k) < .036 THEN GOTO 20
mi(k) = (16 / (Emaxu(k) - .036) ^ 1.4)
miu(k) = mi(k) * .001293
Emu(k) = Emaxu(k) / 3
a = 0
IF Emaxu(k) < .5 THEN a = 2
IF Emaxu(k) > 1.5 THEN a = 1
IF a = 1 OR a = 2 THEN GOTO 10
a = 1.5
10 REM

alfa = 1 / (3 * a * a - (a * a - 1) * 2.7182818#)
REM alfa = 1 / alfa
tdu(k) = Pu(k) * (.0000289 * mi(k) * alfa * ppmU * .0001 * ro * h * aeu) * Emu(k) * (a
* (1 + LOG(a / (miu(k) * x))) - EXP(1 - miu(k) * x / a))
20 IF tdu(k) < 0 THEN tdu(k) = 0
U(i) = U(i) + tdu(k)
REM PRINT "Emaxu="; Emaxu(k); " td(Gy/h)"; tdu(k); " ppmU="; ppmU
NEXT k
PRINT "U(i)= (Gy/h)"; U(i); " ppmU="; ppmU
NEXT i
INPUT f$
STOP
END

```

CÁLCULO DE QB PARA URÂNIO COM BLINDAGEM

CLS

DIM Emaxu(100)

DIM Pu(100)

DIM U(100)

DIM mi(100)

DIM miu(100)

DIM Emu(100)

DIM tdu(100)

REM "

REM ;

h = 1

ro = 4

x = 100

aeth = 1

aeu = 14400!

Emaxu(1) = .063

Pu(1) = .035

Emaxu(2) = 2.29

Pu(2) = .98

Emaxu(3) = .53

Pu(3) = .66

Emaxu(4) = 1.13

Pu(4) = .13

Emaxu(5) = .33

Pu(5) = .00019

Emaxu(6) = .65

Pu(6) = .5

Emaxu(7) = .71

Pu(7) = .4

Emaxu(8) = 1

Pu(8) = .23

Emaxu(9) = 1.51

Pu(9) = .4

Emaxu(10) = 1.3

Pu(10) = .25

Emaxu(11) = 1.9

Pu(11) = .56

Emaxu(12) = .016

Pu(12) = .85

Emaxu(13) = 1.161

Pu(13) = 1

Emaxu(14) = 1.571

Pu(14) = 1

FOR i = 0 TO 0

ppmU = 1 * (10 ^ i)

U(i) = 0

```

FOR k = 1 TO 14
IF Emaxu(k) < .036 THEN GOTO 20
mi(k) = (16 / (Emaxu(k) - .036) ^ 1.4)
miu(k) = mi(k) * .001293
Emu(k) = Emaxu(k) / 3
a = 0
IF Emaxu(k) < .5 THEN a = 2
IF Emaxu(k) > 1.5 THEN a = 1
IF a = 1 OR a = 2 THEN GOTO 10
a = 1.5
10 REM

alfa = 1 / (3 * a * a - (a * a - 1) * 2.7182818#)
REM alfa = 1 / alfa
tdu(k) = Pu(k) * (.0000289 * mi(k) * alfa * ppmU * .0001 * ro * h * aeu) * Emu(k) * (a
* (1 + LOG(a / (miu(k) * x)) - EXP(1 - miu(k) * x / a)) + EXP(1 - miu(k) * x))
20 IF tdu(k) < 0 THEN tdu(k) = 0
IF miu(k) * x > a THEN tdu(k) = Pu(k) * .0000289 * mi(k) * alfa * ppmU * .0001 * ro
* h * aeu * Emu(k) * (a * EXP(1 - miu(k) * x))
U(i) = U(i) + tdu(k)
LPRINT "Emaxu="; Emaxu(k); " td(Gy/h)"; tdu(k); " ppmU="; ppmU
NEXT k
LPRINT "U(i)= (Gy/h)"; U(i); " ppmU="; ppmU
INPUT w$
NEXT i
INPUT f$
STOP
END

```

CÁLCULO DE QB PARA O TÓRIO COM BLINDAGEM

```

CLS
DIM Emaxt(100)
DIM Pt(100)
DIM T(100)
DIM mi(100)
DIM mit(100)
DIM Emt(100)
DIM tdt(100)
REM "
REM ;
h = 1
ro = 4
x = 100
aeth = 4066!
Emaxt(1) = .055
Pt(1) = 1

```

```

Emaxt(2) = 1.18
Pt(2) = .35
Emaxt(3) = 1.75
Pt(3) = .12
Emaxt(4) = 2.09
Pt(4) = .12
Emaxt(5) = .346
Pt(5) = .81
Emaxt(6) = .586
Pt(6) = .14
Emaxt(7) = 1.55
Pt(7) = .05
Emaxt(8) = 2.26
Pt(8) = .55
Emaxt(9) = 1.28
Pt(9) = .25
Emaxt(10) = 1.52
Pt(10) = .21
Emaxt(11) = 1.8
Pt(11) = .5
FOR i = 0 TO 0
ppmth = 1 * (10 ^ i)
T(i) = 0
FOR k = 1 TO 11
IF Emaxt(k) < .036 THEN GOTO 20
mi(k) = (16 / (Emaxt(k) - .036) ^ 1.4)
mit(k) = mi(k) * .001293
Emt(k) = Emaxt(k) / 3
a = 0
IF Emaxt(k) < .5 THEN a = 2
IF Emaxt(k) > 1.5 THEN a = 1
IF a = 1 OR a = 2 THEN GOTO 10
a = 1.5
10 REM

alfa = 1 / (3 * a * a - (a * a - 1) * 2.7182818#)
REM alfa = 1 / alfa
tdt(k) = Pt(k) * (.0000289 * mi(k) * alfa * ppmth * .0001 * ro * h * aeth) * Emt(k) * (a
* (1 + LOG(a / (mit(k) * x)) - EXP(1 - mit(k) * x / a)) + EXP(1 - mit(k) * x))
IF mit(k) * x > a THEN tdt(k) = Pt(k) * .0000289 * mi(k) * alfa * ppmth * .0001 * ro *
h * aeth * Emt(k) * (a * EXP(1 - mit(k) * x))
20 IF tdt(k) < 0 THEN tdt(k) = 0

IF Emaxt(k) > 2 THEN sf = 2
IF Emaxt(k) < 2 THEN sf = 3
IF Emaxt(k) < 1.5 THEN sf = 6
IF Emaxt(k) < 1! THEN sf = 20
IF Emaxt(k) < .7 THEN sf = 100
T(i) = T(i) + tdt(k) / sf
PRINT "Emaxt="; Emaxt(k); " td(Gy/h)"; tdt(k); " ppmTh="; ppmth

```

```

NEXT k
INPUT Q$
PRINT "T(i)= (Gy/h)"; T(i); " ppmTh="; ppmth
NEXT i
INPUT f$
STOP
END

```

CÁLCULO DE QB - DOSES EM FUNÇÃO DAS QUANTIDADES PRESENTES (ppm) DE URÂNIO E TÓRIO

```

CLS
FOR i = 0 TO 6
ppmu = 1 * (10 ^ i)
FOR j = 0 TO 6
ppmth = 1 * (10 ^ j)

td = .00035 * ppmu + .0000544 * ppmth

PRINT "ppmu="; ppmu; " ppmth="; ppmth; " td="; td; " Gy/h"

NEXT j
INPUT r$
NEXT i
INPUT g$
STOP
END

```

CÁLCULO DE Q_C PARA URÂNIO

```

CLS
aeu = 14400!
ro = 4
h = 1
t = 1
FR = (.000001) * EXP(-.01 * t) + 1E-09
TR = 1.2
FD1 = .0000073
FD2 = 7.3E-09
FD3 = .0005
FD4 = .0000085
FD5 = .0005
FD6 = .0000032
FD7 = 2.9E-09
FD8 = 8.9E-07
FD9 = 8.4E-08
FD10 = .000003

```

```

INPUT G$
FOR I = 0 TO 6
ppmU = 1 * (10 ^ I)
CS(I) = ppmU * ro * h * aeu
CA(I) = CS(I) * FR
D(I) = 1000 * CA(I) * TR * .5 * (FD1 + FD2 + FD3 + FD4 + FD5 + FD6 + FD7 + FD8
+ FD9 + FD10 + FD11)

PRINT "CS(I)="; CS(I); "Bq/m2    CA(I)="; CA(I); "Bq/m3    ppmU="; ppmU
PRINT "D(I)="; D(I); " mSv"
NEXT I
INPUT f$
STOP
END

```

CÁLCULO DE Q_C PARA TÓRIO

```

CLS
aeu = 4066!
ro = 4
h = 1
t = 1
FR = (.000001) * EXP(-.01 * t) + 1E-09
TR = 1.2
FD1 = .000042
FD2 = .0000026
FD3 = 2.5E-08
FD4 = .000039
FD5 = .0000029
FD6 = 1.9E-08
FD7 = 3E-08
INPUT G$
FOR I = 0 TO 6
ppmTh = 1 * (10 ^ I)
CS(I) = ppmTh * ro * h * aeu
CA(I) = CS(I) * FR
D(I) = 1000 * CA(I) * TR * .5 * (FD1 + FD2 + FD3 + FD4 + FD5 + FD6 + FD7)

PRINT "CS(I)="; CS(I); "Bq/m2    CA(I)="; CA(I); "Bq/m3    ppmTh="; ppmTh
PRINT "D(I)="; D(I); " mSv"
NEXT I
INPUT f$
STOP
END

```

CÁLCULO DE Q_C - DOSES EM FUNÇÃO DAS QUANTIDADES PRESENTES (ppm) DE URÂNIO E TÓRIO

```

CLS
FOR i = 0 TO 6

```

```
ppmu = 1 * (10 ^ i)
FOR j = 0 TO 6
ppmth = 1 * (10 ^ j)
```

```
td = .03503 * ppmu + .000837 * ppmth
```

```
PRINT "ppmu="; ppmu; " ppmth="; ppmth; " td="; td; " mSv/h"
```

```
NEXT j
INPUT r$
NEXT i
INPUT g$
STOP
END
```

CÁLCULO DE Q_D PARA URÂNIO

```
CLS
DIM Emaxu(100)
DIM Pu(100)
DIM U(100)
DIM mi(100)
DIM miu(100)
DIM Emu(100)
DIM tdu(100)
REM "
REM ;
h = 1
ro = 4
x = .007
aeth = 1
aeu = 14400!
Emaxu(1) = .063
Pu(1) = .035
Emaxu(2) = 2.29
Pu(2) = .98
Emaxu(3) = .53
Pu(3) = .66
Emaxu(4) = 1.13
Pu(4) = .13
Emaxu(5) = .33
Pu(5) = .00019
Emaxu(6) = .65
Pu(6) = .5
Emaxu(7) = .71
Pu(7) = .4
```



```

Emaxu(8) = 1
Pu(8) = .23
Emaxu(9) = 1.51
Pu(9) = .4
Emaxu(10) = 1.3
Pu(10) = .25
Emaxu(11) = 1.9
Pu(11) = .56
Emaxu(12) = .016
Pu(12) = .85
Emaxu(13) = 1.161
Pu(13) = 1
Emaxu(14) = 1.571
Pu(14) = 1

FOR i = 0 TO 6
ppmU = 1 * (10 ^ i)
U(i) = 0
FOR k = 1 TO 14
IF Emaxu(k) < .036 THEN GOTO 20
mi(k) = (18.6 / (Emaxu(k) - .036) ^ 1.37)
miu(k) = mi(k) * 1
Emu(k) = Emaxu(k) / 3
a = 0
IF Emaxu(k) < .5 THEN a = 2
IF Emaxu(k) > 1.5 THEN a = 1
IF a = 1 OR a = 2 THEN GOTO 10
a = 1.5
10 REM

alfa = 1 / (3 * a * a - (a * a - 1) * 2.7182818#)
REM alfa = 1 / alfa
tdu(k) = .1 * Pu(k) * (.0000289 * mi(k) * alfa * ppmU * .0001 * ro * h * aeu) * Emu(k)
* (a * (1 + LOG(a / (miu(k) * x)) - EXP(1 - miu(k) * x / a)) + EXP(1 - miu(k) * x))
IF miu(k) * x > a THEN tdu(k) = .1 * Pu(k) * .0000289 * mi(k) * alfa * ppmU * .0001
* ro * h * aeu * Emu(k) * (a * EXP(1 - miu(k) * x))
20 IF tdu(k) < 0 THEN tdu(k) = 0
U(i) = U(i) + tdu(k)
PRINT "Emaxu="; Emaxu(k); " td(Gy/h)"; tdu(k); " ppmU="; ppmU
NEXT k
INPUT I$
PRINT "U(i)= (Gy/h)"; U(i); " ppmU="; ppmU
NEXT i
INPUT f$

STOP
END

```

CÁLCULO DE Q_b PARA TÓRIO

```
CLS
DIM Emaxt(100)
DIM Pt(100)
DIM T(100)
DIM mi(100)
DIM mit(100)
DIM Emt(100)
DIM tdt(100)
REM "
REM ;
h = 1
ro = 4
x = .007
aeth = 4066!
Emaxt(1) = .055
Pt(1) = 1
Emaxt(2) = 1.18
Pt(2) = .35
Emaxt(3) = 1.75
Pt(3) = .12
Emaxt(4) = 2.09
Pt(4) = .12
Emaxt(5) = .346
Pt(5) = .81
Emaxt(6) = .586
Pt(6) = .14
Emaxt(7) = 1.55
Pt(7) = .05
Emaxt(8) = 2.26
Pt(8) = .55
Emaxt(9) = 1.28
Pt(9) = .25
Emaxt(10) = 1.52
Pt(10) = .21
Emaxt(11) = 1.8
Pt(11) = .5
FOR i = 0 TO 6
ppmth = 1 * (10 ^ i)
T(i) = 0
FOR k = 1 TO 11
IF Emaxt(k) < .036 THEN GOTO 20
mi(k) = (18.6 / (Emaxt(k) - .036) ^ 1.37)
mit(k) = mi(k) * 1
Emt(k) = Emaxt(k) / 3
a = 0
IF Emaxt(k) < .5 THEN a = 2
IF Emaxt(k) > 1.5 THEN a = 1
IF a = 1 OR a = 2 THEN GOTO 10
```

```

a = 1.5
10 REM

alfa = 1 / (3 * a * a - (a * a - 1) * 2.7182818#)
REM alfa = 1 / alfa
tdt(k) = Pt(k) * (.0000289 * mi(k) * alfa * ppmth * .0001 * ro * h * aeth) * Emt(k) * (a
* (1 + LOG(a / (mit(k) * x)) - EXP(1 - mit(k) * x / a)) + EXP(1 - mit(k) * x))
IF mit(k) * x > a THEN tdt(k) = Pt(k) * .0000289 * mi(k) * alfa * ppmth * .0001 * ro *
h * aeth * Emt(k) * (a * EXP(1 - mit(k) * x))
20 IF tdt(k) < 0 THEN tdt(k) = 0
T(i) = T(i) + tdt(k)
REM PRINT "Emaxt="; Emaxt(k); " td(Gy/h)"; tdt(k); " ppmTh="; ppmth
NEXT k
PRINT "T(i)= (Gy/h)"; T(i); " ppmTh="; ppmth
NEXT i
INPUT f$
STOP
END

```

CÁLCULO DE Q_D - DOSES EM FUNÇÃO DAS QUANTIDADES PRESENTES (ppm) DE URÂNIO E TÓRIO

```

CLS
FOR i = 0 TO 6
ppmu = 1 * (10 ^ i)
FOR j = 0 TO 6
ppmth = 1 * (10 ^ j)

td = .000685 * ppmu + .00091 * ppmth

PRINT "ppmu="; ppmu; " ppmth="; ppmth; " td="; td; " Gy/h"

NEXT j
INPUT r$
NEXT i
INPUT g$
STOP
END

```

CÁLCULO DE Q_E

```

CLS
FOR i = 0 TO 6
ppmu = 1 * (10 ^ i)
tal = .9
ro = 1.8

```

H1 = 2

jo = ppmu * .01246 * ro * tal * H1
area = 1

joa = jo * 10000 * 2.09E-06 * 1800 * area
k1 = 2
f = .8
k2 = 5.54E-09

REM joa=r t c

REM pi igual percentual de inalacao

PRINT "ppmu="; ppmu; " Bq/g="; ppmu * .01246; " jo="; jo; " atomos/(cm2.s)

joa="; jo * 10000 * 2.09E-06; " Bq/(m2.s)"

FOR j = 10 TO 10

pi = .1 * j

dose = k1 * f * k2 * joa * pi

PRINT "ppmU="; ppmu; " fracao inalada="; pi * 100; " % quant inal Bq="; joa; "

dose="; dose; " Sv"

INPUT y\$

CLS

NEXT j

NEXT i

INPUT f\$

STOP

END