

**Rodolfo Júlio da Silva**

**UTILIZAÇÃO DO SISTEMA DE AVALIAÇÃO RADIOLÓGICA DO  
INSTITUTO DE RADIOPROTEÇÃO E DOSIMETRIA NA ANÁLISE DE  
ACIDENTES RADIOLÓGICOS RECENTES**

Trabalho de conclusão de curso apresentado para obtenção da certificação de Especialista pelo Programa de Pós-Graduação em Proteção Radiológica e Segurança de Fontes Radioativas do Instituto de Radioproteção e Dosimetria da Comissão Nacional de Energia Nuclear.

Orientador: Prof. MSc. Raul dos Santos  
DIEME-IRD/CNEN

Rio de Janeiro – Brasil

Instituto de Radioproteção e Dosimetria – Comissão Nacional de Energia Nuclear

Coordenação de Pós-Graduação

2013

## Ficha Catalográfica

539.77

S587u

Silva, Rodolfo Júlio

Utilização do Sistema de Avaliação Radiológica do Instituto de Radioproteção e Dosimetria na análise de Acidentes Radiológicos recentes/Rodolfo Júlio da Silva – Rio de Janeiro: IRD/IAEA, 2013.

viii, 125 f.: il.; gr.; tab.; 29cm.

Orientador: Raul dos Santos

Trabalho de Conclusão de Curso/Monografia (Lato Sensu) – Instituto de Radioproteção e Dosimetria. 2103.

Referências bibliográficas: Fl. 123-125

1. Proteção Radiológica. 2. Emergência. 3. Segurança Radiológica. 4. Sistema de Avaliação Radiológica. I. Instituto de Radioproteção e Dosimetria. II. Título.

**Rodolfo Júlio da Silva**

**UTILIZAÇÃO DO SISTEMA DE AVALIAÇÃO RADIOLÓGICA DO  
INSTITUTO DE RADIOPROTEÇÃO E DOSIMETRIA NA ANÁLISE DE  
ACIDENTES RADIOLÓGICOS RECENTES**

Rio de Janeiro (RJ), 1º de Outubro de 2013.

---

Prof. MSc. Raul dos Santos – DIEME-IRD/CNEN

---

Prof. MSc. Denizart Silveira de Oliveira Filho – DIEME-IRD/CNEN

---

Prof. MSc. Carlos Alberto Rodrigues dos Santos – DIEME-IRD/CNEN

## DEDICATÓRIA

Dedico este trabalho, principalmente, à minha esposa – Minon Rose, que nunca mediu esforços ou sacrifícios para que meus sonhos fossem realizados, mesmo com prejuízos próprios.

A ela e aos meus filhos – Mateus e Thales, que, apesar da distância, sempre estiveram presentes nos bons e difíceis momentos, com os braços a mim estendidos, elevo o meu mais sincero pleito; são a motivação e a inspiração de minha vida.

*“É melhor lançar-se à luta em busca do triunfo mesmo expondo-se ao insucesso, que formar fila com os pobres de espírito, que não gozam muito e nem sofrem muito; pois vivem nessa penumbra cinzenta sem conhecer nem vitória nem derrota.”*

*Franklin Delano Roosevelt*

## AGRADECIMENTOS

Ao Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD), instituição que me acolheu ao longo desta Pós-Graduação, pela oportunidade de execução deste trabalho e pela contribuição à complementação de minha formação acadêmica.

Ao Exmo Sr Gen Div José Alberto da Costa Abreu – Comandante da 1ª Divisão de Exército/Guarnição da Vila Militar e meu chefe imediato, por autorizar o meu total afastamento das atividades castrenses (em um período de intensas atividades) em prol da realização deste Curso que, certamente, poderá ser de grande valia para a Força Terrestre, no ano vindouro, e para este profissional.

Ao Dr. Luiz Fernando de Carvalho Conti – antigo Diretor deste Instituto, por permitir a utilização de sua Tese (Desenvolvimento de um Sistema Integrado para Avaliação de Impacto Radiológico Ambiental em Situações de Emergência – UERJ. Rio de Janeiro, 2002) como pilar e sustentáculo desta Monografia, além de tornar-se inesgotável e presente fonte de soluções às constantes dúvidas surgidas.

Ao Prof. Raul dos Santos – Chefe da Divisão de Atendimento a Emergências Radiológicas e, orientador deste trabalho, pelo interesse, pela disposição – mesmo no desempenho de suas intensas atividades (neste ano de Grandes Eventos), e pela amizade (de longa data) que somados às discussões e sugestões oportunas foram de fundamental importância à realização do mesmo.

Ao Dr. Aucyone Augusto da Silva – Chefe da Divisão de Ensino e Pesquisa (DI-ENP), pelo interesse e motivação demonstrados em relação à didática e aos Trabalhos de Conclusão de Curso de toda esta Pós-Graduação, além de sua constante preocupação com a área de ensino. O esforço desse profissional nos motivou à busca do refino e da correção das Monografias, assim como do conhecimento e do aperfeiçoamento profissional.

Ao Dr. Almir Faria Clain – Coordenador da vertente Lato Sensu da Pós-Graduação, pelo interesse e atenção dedicados desde o nosso primeiro dia neste Instituto, sendo o nosso primeiro professor; e pelas oportunas orientações versando sobre a didática de apresentação deste trabalho.

À Dra. Monica Stuck de Oliveira pelo entusiasmo e pela presteza demonstrados no esclarecimento da forma de determinação da taxa de alterações cromossômicas (número de dicêntricos por célula, em função da Dose) de trabalhadores expostos à radiação ionizante.

À Dra Silvia Maria Velasques de Oliveira pelos esclarecimentos imediatos e oportunos (esclarecimentos estes, sempre, complementados até o esgotamento do tema), sobre as condicionantes do ARCAL XX, que sanaram dúvidas e aspectos obscuros sobre os radionuclídeos abrangidos pelo Guia daquela Organização, quando comparado com o seu assemelhado do SINAER e do NAIR.

Ao Departamento de Controle do Espaço Aéreo (DECEA/FAB) pela pronta cessão do material didático solicitado e versando sobre a atuação daquele Departamento nas respostas aos incidentes com Fontes de Radiação Ionizante em aeronaves em território brasileiro ou em seu espaço aéreo.

Ao Ten Cel Art QEMA Márcio Luis do Nascimento Abreu Pereira e ao Maj Art Anderson Wallace de Paiva dos Santos – respectivamente oficial do Estado-Maior da United Nations Stabilization Mission in Haiti (MINUSTAH) e Instrutor do Curso de Defesa QBRN da Escola de Instrução Especializada (EsIE) – camaradas, “irmãos de arma”, especialistas na área das RI, bons profissionais e antigos subordinados, pela disposição (a despeito de seus afazeres) em receber e testar a Ferramenta SAR.

Aos amigos – Carmen Pilar Castro Barrientos (MSc peruana e futura DSc por este Instituto), Edmilson de Lima Lessa e Evaldo Paulo de Oliveira, pelo esforço, pelas preocupações e anseios comuns, e pela determinação em atingir seus objetivos. Creiam-me... o exemplo e a colaboração de vocês, em momentos críticos, permitiram-me alcançar este êxito.

Aos Pesquisadores do IRD – coordenadores de Módulo de Ensino, pelo interesse e atenção que demonstraram quando do planejamento, da apresentação e avaliação das disciplinas sob sua responsabilidade, me permitindo assimilar incontável conhecimento que, sem sombra de dúvida, dificilmente encontraria em outra única fonte.

Aos integrantes da Divisão de Atendimento a Emergências Radiológicas (DIEME) por toda a colaboração recebida e pela participação efetiva na avaliação deste trabalho (coroamento e demonstração de que compreendi e assimilei o que me foi transmitido) fase derradeira deste esforço.

Aos ilustres integrantes da Banca Examinadora da Defesa de Dissertação, pelo esmero e sabedoria derramados como gotas preciosas na complementação deste trabalho.

## RESUMO

A resposta a uma situação de emergência envolvendo radiações ionizantes exige a participação conjunta de profissionais de diversas áreas de conhecimento, pertencentes a organizações públicas (municipais, estaduais e federais) e privadas.

O tema radiação tende a ser um fator desafiador adicional – haja vista que, geralmente, costuma ser lembrado pelo seu espectro macabro e nefasto, em detrimento das *benéfices* por ela proporcionadas – o que dificulta a implementação de ações para a proteção do público, dos profissionais de emergência, do meio ambiente e de propriedades. A isto, soma-se o fator complicador de que, na grande maioria das vezes, o técnico – detentor de conhecimentos (básicos ou avançados) sobre o assunto – encontra-se distante do local onde se desenrola a ação.

O acidente/incidente se reveste na forma de uma fonte radioativa (por vezes órfã, extraviada ou roubada) que é encontrada por uma pessoa sem o conhecimento dos riscos a que está sendo exposta, ou, não olvidemos, a não observância das normas de segurança nas indústrias e locais de trabalho, por parte de seus operadores.

Desta forma, antes de se integrar os planos de resposta a emergências convencionais com os planos específicos para a pronta-resposta a emergências radiológicas, faz-se necessário que algumas medidas sejam antecipadas e que algumas ações já comecem a ser planejadas – com a intenção de se mitigar os danos sanitários, psicológicos e econômicos de toda sorte.

Para tal, já no curso da 2ª década do 2º milênio, e de posse de um computador pessoal portátil (Note ou Netbook) ou, ainda, com um aparelho celular com um pouco mais de recursos, ambos já previamente atualizados, um respondedor (ou mesmo um técnico habilitado próximo) já poderá orientar sobre, pelo menos, a manutenção de distâncias de segurança. De posse de algumas características daquela fonte – os seus dados individuais, poderá se planejar sobre a, possível, gravidade da situação que se descortina e que a equipe de emergência encontrará, quando chegar ao local.

Com o estudo de situação feito, poderá a equipe (formal) de emergência acionada preparar-se, em meios pessoal e técnico-material, para solucionar o incidente no menor intervalo de tempo e com os menores riscos possíveis.

Palavras-chave: proteção radiológica, emergência, segurança radiológica, pronta-resposta, acidentes.

## ABSTRACT

The response to an emergency situation involving ionizing radiation requires the joint participation of professionals from various kind of knowledge, belonging to public and private organizations (in the local, state and federal levels).

The theme radiation tends to be an additional challenging factor – considering that it's, usually, remembered for its macabre and ominous specter, in spite of the benefits provided by it – which makes the implementation of actions to protect the public, emergency professionals, the environment and property, very difficult. To this, we can add the complicating factor that, in most cases, the technician (holder of basic or advanced on the subject) is far from the place where this action unfolds.

The accident/incident takes the form of a radioactive source (sometimes orphaned, one that gone astray or even stolen) that is found by a person unaware of the risks to which they are being exposed or, let us not forget about it, the non-observance of safety standards in industries and workplaces, by their own operators.

Thus, before integrating emergency response plans with conventional plans specific to the prompt response to radiological emergencies, it is necessary that some measures had been anticipated and that some actions had, already, been planned - with the intention of mitigate health, psychological and economical damage, in all of kind.

To do this, since in the course of the 2nd decade of the 2nd millennium, and since you own a portable personal computer (Note or Netbook), or even with a mobile device (cellular) with a bit more resources, both of them previously updated, a responder (or even a qualified technician that is next to that fact) may already guide, at least, about a safety distances from the source. Since he had knowledge about some characteristics of the source (its individual datas), he can plan ahead about the possible serious situation that unfolds itself and emergency responders will find, when it get to the site.

With the situation assessments done, the formal emergency team triggered will can prepare itself (with personnel and technical-materials facilities) to resolve the incident in the shortest time and with the least possible risks.

Keywords: radiological protection, emergency, radiation safety, prompt-response, accidents.



## SUMÁRIO

<b>LISTA DE FIGURAS</b>	Fl 05
<b>LISTA DE GRÁFICOS</b>	Fl 08
<b>LISTA DE TABELAS</b>	Fl 09
<b>TABELA de SIGLAS e ABREVIATURAS</b>	Fl 11
<b>I. INTRODUÇÃO</b>	
I.1 – Considerações Iniciais	Fl 13
I.2 – Justificativas	Fl 15
I.3 – Objetivos	Fl 17
<b>II. SISTEMA BRASILEIRO de ATENDIMENTO A EMERGÊNCIAS RADIOLÓGICAS e NUCLEARES</b>	
II.1 – Considerações Iniciais	Fl 18
II.2 – O Sistema de Atendimento a Emergências Radiológicas da CNEN	Fl 21
II.3 – Metodologia Genérica de Pronto resposta	Fl 23
<b>III. COMPROMISSOS INTERNACIONAIS</b>	
III.1 – Considerações Iniciais	Fl 36
III.2 – Organismos e Acordos Firmados	Fl 37
<b>IV. A PLATAFORMA SISTEMA DE AVALIAÇÃO RADIOLÓGICA (SAR-IRD)</b>	
IV.1 – Considerações Iniciais	Fl 44
IV.2 – Base Conceitual	Fl 46
IV.3 – Analisando a Ferramenta SAR	Fl 47
IV.4 – Modelos Genéricos	Fl 54
<b>V. A TOMADA DE DECISÃO – SITUAÇÕES DE EMERGÊNCIA RADIOLÓGICA (ALGUNS ACIDENTES)</b>	
V.1 – Preâmbulo	Fl 55
V.2 – O Acidente Radiológico, em Cochabamba (Bolívia)	Fl 56
V.3 – O Acidente Radiológico, em Nueva Aldea (Chile)	Fl 62
V.4 – O Acidente radiológico, em Gilan (Irã)	Fl 67
V.5 – O Roubo de Irradiador de Gamagrafia, no Rio de Janeiro	Fl 69
V.6 – Apreciação	Fl 72

## **VI – RECURSOS HUMANOS – FORMAÇÃO E UTILIZAÇÃO**

VI.1 – Considerações Iniciais	Fl 73
VI.2 – Sistemática de ensino da IAEA	Fl 73
VI.3 – O NAIR	Fl 77
VI.4 – Propostas à CNEN/IRD	Fl 78
VI.5 – Propostas de Ampla Difusão	Fl 79
VI.6 – Apreciação	Fl 80

<b>VII – CONCLUSÃO</b>	Fl 81
------------------------	-------

## **ANEXOS**

### **ANEXO A (Efetivo de Profissionais Certificados – Supervisores de Radioproteção)**

1 – Aplicações Industriais (Supervisores de Radioproteção)	Fl 83
1.1 – Aceleradores de Partículas;	Fl 83
1.2 – Irradiadores de Grande Porte;	Fl 83
1.3 – Medidores Nuclear Fixo ou Móvel;	Fl 84
1.4 – Perfilagens de Poços de Petróleo; e	Fl 85
1.5 – Radiografias Industriais (Classes I e II).	Fl 86
2 – Aplicações Médicas (Supervisores de Radioproteção)	Fl 87
2.1 – Medicina Nuclear; e	Fl 87
2.2 – Radioterapia.	Fl 87
3 – Rejeitos (Supervisores de Radioproteção)	Fl 88
3.1 – Transporte de Rejeitos Radioativos; e	Fl 88
3.2 – Gerência de Rejeitos Radioativos.	Fl 89
4 – Aplicações Médicas (Profissionais de Nível Superior Habilitados para o preparo, uso e manuseio de Fontes Radioativas)	Fl 90
4.1 – Fontes Radioativas Não Seladas;	Fl 90
4.1.1 – Diagnóstico Laboratorial “in vitro”;	Fl 90
4.1.2 – Diagnóstico e Terapia com Radiofármacos “in vivo”;	Fl 91
4.2 – Fontes Radioativas Seladas (Terapia com Equipamento de Tele ou Braquiterapia).	Fl 91
5 – Ensino e Pesquisa (Profissionais de Nível Superior Habilitados para o preparo, uso e manuseio de Fontes Radioativas)	Fl 92
Aplicações no Ensino e na Pesquisa	Fl 92
6 – Profissionais Certificados pela CNEN (por Especialidade e por Região Geográfica)	Fl 95

### **ANEXO B (Telas do Sistema de Avaliação Radiológica – SAR/IRD)**

1 – Telas de Abertura	Fl 96
1.1– Apresentação e Acesso	Fl 96
1.2 – Telas de Conversão de Unidades	Fl 97
1.3 – Telas de Fontes Comuns	Fl 97
1.4 – Telas de Categorização de Fontes	Fl 98
1.5 – Telas de Nuclídeos	Fl 100
1.6 – Telas do AIEA TecDoc 1162	Fl 102
1.6.1 – Fonte Puntual	Fl 103
1.6.1.1 – Taxa de Dose e Dose Efetiva	Fl 103
1.6.1.2 – Estimativa da Atividade	Fl 103
1.6.1.3 – Estimativa de Distância da Fonte	Fl 103
1.6.2 – Fonte Linear	Fl 104
1.6.2.1 – Taxa de Dose e Dose Efetiva	Fl 104
1.6.2.2 – Estimativa da Atividade	Fl 104
1.6.3 – Fonte Área	Fl 105
1.6.3.1 – Taxa de Dose e Dose Efetiva	Fl 105
1.6.4 – Contaminação do Solo	Fl 106
1.6.5 – Contaminação de Pele e Roupas	Fl 106
1.6.6 – Liberação por Fogo	Fl 107
1.6.7 – Dispersão Atmosférica	Fl 107
1.6.8 – Radionuclídeos no Ar:	Fl 108
1.6.9 – Ingestão	Fl 108
1.6.10 – Decaimento Radioativo	Fl 109
1.7 – Tela de Códigos de Transporte (NU ou ONU)	Fl 109

### **ANEXO C (Formulário de validação para o SAR/IRD)**

1 – IAEA TecDoc 1162	Fl 112
1.1– Fontes Puntuais	Fl 112
1.1.1 – Dose Efetiva	Fl 112
1.1.2 – Taxa de Dose	Fl 112
1.1.3 – Distância da Fonte	Fl 112
1.1.4 – Atividade	Fl 114
1.2 – Fontes Lineares	Fl 114
1.2.1 – Dose Efetiva	Fl 114
1.2.2 – Taxa de Dose	Fl 115
1.2.3 – Atividade Específica	Fl 115
1.3 – Fontes de Área (Derramamento)	Fl 115
1.3.1 – Dose Efetiva	Fl 115
1.3.2 – Taxa de Dose	Fl 116

1.3.3 – Atividade Específica	F1 116
1.4 – Contaminação na Pele	F1 116
1.5 – Liberação pelo Fogo (Incêndio)	F1 116
1.6 – Dispersão Atmosférica	F1 117
1.7 – Ingestão	F1 117
1.8 – Decaimento Radioativo	F1 117

#### **ANEXO D (Questionário Enviado)**

1 – Preâmbulo	F1 119
2 – Questionário	F1 119
3 – Análise dos Resultados	F1 121

#### **REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS**

Fontes Impressas	F1 123
Sítios da Rede Mundial de Computadores (InterNet)	F1 124

## LISTA de FIGURAS

<b>Figura I-1</b> – Laboratório de Roentgen, no Instituto de Física de Würzburg .....	Fl 13
<b>Figura I-2</b> – Tubo de Crookes (semelhante ao utilizado por Roentgen, em Würzburg).....	Fl 14
<b>Figura I-3</b> – O Alquimista (de Joseph Wright – 1771) .....	Fl 16
<b>Figura II-1</b> – Distribuição dos Setores da CNEN (em âmbito Nacional) .....	Fl 23
<b>Figura II-2</b> – Escala INES (International Nuclear and Radiological Event).....	Fl 25
<b>Figura II-3</b> – O Guia do SINAER (versão de Jun 2000).....	Fl 27
<b>Figura II-4A</b> – Esquema da resposta do SINAER – 1ª Fase .....	Fl 29
<b>Figura II-4B</b> – Esquema da resposta do SINAER – 2ª Fase .....	Fl 30
<b>Figura II-5</b> – Delimitação de Áreas em uma Emergência Radiológico-Nuclear .....	Fl 31
<b>Figura II-6</b> – Página do Guia do SINAER .....	Fl 32
<b>Figura II-7</b> – A infraestrutura de uma Pronto Resposta .....	Fl 33
<b>Figura III-1</b> – Obrigações e Compromissos (Nacionais e Internacionais) assumidos.....	Fl 36
<b>Figura III-2</b> – Capa do Guia Prático para Identificação de Fontes e Equipamentos .....	Fl 39
<b>Figura III-3</b> – Capa do Guia Técnico de Identificação de Fontes Radioativas e Dispositivos – da IAEA .....	Fl 42
<b>Figura IV-1</b> – Telas de Abertura .....	Fl 45
<b>Figura IV-2</b> – Telas de Inserção de Atividade (ou Concentração de Atividade) .....	Fl 46
<b>Figura IV-3</b> – Tela de Conversão de Unidades .....	Fl 47
<b>Figura IV-4</b> – Telas de uma Fonte Puntual (entrada e saída de dados).....	Fl 48
<b>Figura IV-5</b> – Telas de uma Fonte Linear .....	Fl 49
<b>Figura IV-6</b> – Telas de uma Fonte de Área (ou Derramamento) .....	Fl 49
<b>Figura IV-7</b> – Tela de Contaminação do Solo.....	Fl 50
<b>Figura IV-8</b> – Tela de Contaminação da pele .....	Fl 50
<b>Figura IV-9</b> – Tela de apresentação de Inalação na Pluma (Radionuclídeos no Ar) .....	Fl 51
<b>Figura IV-10</b> – Telas de Inalação na Pluma (Radionuclídeos no Ar) – Suportes .....	Fl 52
<b>Figura IV-11</b> – Tela de Ingestão (alimento e/ou Poeira).....	Fl 53
<b>Figura IV-12</b> – Tela de Cálculo do Decaimento Radioativo.....	Fl 53
<b>Figura V-1</b> – Irradiador AEA Technology-QSA Inc Model 660 (envolvido no acidente) – e preparado para a viagem em ônibus de carreira.....	Fl 57
<b>Figura V-2</b> – Planta do ônibus e local de transporte do Irradiador Mod 660.....	Fl 58
<b>Figura V-3</b> – Telas de Fontes Comuns e Tabela de Nucleotídeos .....	Fl 60
<b>Figura V-4</b> – Telas Comparativas entre o SAR e os resultados apresentados pelo IBNORCA .....	Fl 60

<b>Figura V-5</b> – Telas de Categorização de Fontes e de Cálculo de Taxa da fonte de $^{192}\text{Ir}$ ...	Fl 61
<b>Figura V-6</b> – Geometria de irradiação para assentos em diferentes distâncias .....	Fl 61
<b>Figura V-7</b> – Telas de Estimativa de Atividade utilizando a Dose estimada pelo IBNORCA .....	Fl 62
<b>Figura V-8</b> – Local de perda do controle da fonte (Torre #3) .....	Fl 63
<b>Figura V-9</b> – Telas de categorização de Fontes e taxa de Dose (10 cm por 3 min) .....	Fl 65
<b>Figura V-10</b> – Telas de Taxa de Dose e Dose Efetiva recebidas pelo Operário A .....	Fl 66
<b>Figura V-11</b> – Tela de Taxa de Dose e Dose Efetiva recebidas pelo Assistente D .....	Fl 66
<b>Figura V-12</b> – Irradiador GammaMat TI (Max 3.7 TBq) e o seu “PigTail” .....	Fl 67
<b>Figura V-13</b> – Atividade Típica da radiografia industrial com fonte de $^{192}\text{Ir}$ e sua categorização .....	Fl 68
<b>Figura V-14</b> – Telas de Conversão Ci – TBq/Bq .....	Fl 69
<b>Figura V-15</b> – Telas de Taxas de Dose e Doses efetivas (por exposição a 6.0 m – irradiação em tubulação e com a fonte caída em valeta) .....	Fl 69
<b>Figura V-16</b> – Irradiador GammaMat SE (Semelhante ao roubado) e sua caixa de contenção .....	Fl 70
<b>Figura V-17</b> – Telas de Conversão de Unidades e de Atividades de Fontes Comuns .....	Fl 70
<b>Figura V-18</b> – Tela da Tabela de Radionuclídeos .....	Fl 71
<b>Figura V-19</b> – Telas de categorização de Fontes e de Taxa de Dose e Dose Efetiva .....	Fl 71
<b>Figura VI-1</b> – Capa do Programa de Pós-Graduação em Proteção Radiológica e Segurança de Fontes Radioativas – da IAEA (16 x 24) .....	Fl 74
<b>Figura VI-2</b> – Participantes (por países de origem) do Curso promovido pela ARN (até 2010) .....	Fl 75
<b>Figura VI-3</b> – Cabeçalho do Projeto RLA #9065, da IAEA, para a América Latina .....	Fl 76
<b>Figura VI-4</b> – Capa do Guia Técnico do NAIR .....	Fl 77

### ANEXO B (Telas do Sistema de Avaliação Radiológica – SAR/IRD)

<b>Figura B-1</b> – Abertura e Acesso .....	Fl 96
<b>Figura B-2</b> – Conversão de Unidades .....	Fl 97
<b>Figura B-3</b> – Seleção de Fontes Comuns .....	Fl 98
<b>Figura B-4</b> – Mostra de Fontes Comuns e respectivas Atividades .....	Fl 98
<b>Figura B-5</b> – Classificação de Fontes (Categorias 1, 4, 3 e 2) .....	Fl 99
<b>Figura B-6</b> – Classificação de Fontes (Categoria 5 e Isenta) .....	Fl 100
<b>Figura B-7</b> – Tabela de Nuclídeos ( $^{222}\text{Ra}$ e $^{18}\text{F}$ ) .....	Fl 100
<b>Figura B-8</b> – Tabela de Nuclídeos ( $^{60}\text{Co}$ e $^{232}\text{Th}$ ) .....	Fl 101
<b>Figura B-9</b> – Decaimento do $^{60}\text{Co}$ (por energias) .....	Fl 101

<b>Figura B-10</b> – Inicial dos Procedimentos do TecDoc 1162 .....	Fl 102
<b>Figura B-11</b> – Fonte Puntual – Taxa de Dose e Dose Efetiva ( $^{60}\text{Co}$ ).....	Fl 103
<b>Figura B-12</b> – Estimativa da Atividade ( $^{60}\text{Co}$ ).....	Fl 103
<b>Figura B-13</b> – Estimativa da Distância da Fonte .....	Fl 104
<b>Figura B-14</b> – Fonte Linear – Taxa de Dose e Dose Efetiva ( $^{60}\text{Co}$ ) .....	Fl 104
<b>Figura B-15</b> – Estimativa da Atividade ( $^{60}\text{Co}$ ).....	Fl 105
<b>Figura B-16</b> – Fonte Linear – Taxa de Dose e Dose Efetiva ( $^{60}\text{Co}$ ) e Esquema de uma Fonte de Área ( $R = 20\text{ cm}$ ou $0.2\text{ m}$ ).....	Fl 105
<b>Figura B-17</b> – Contaminação do Solo ( $^{137}\text{Cs}$ ) .....	Fl 106
<b>Figura B-18</b> – Contaminação de Pele e Roupas ( $^{137}\text{Cs}$ ).....	Fl 106
<b>Figura B-19</b> – Liberação por Fogo ( $^{137}\text{Cs}$ ).....	Fl 107
<b>Figura B-20</b> – Dispersão Atmosférica ( $^{137}\text{Cs}$ ).....	Fl 107
<b>Figura B-21</b> – Radionuclídeos no Ar ( $^{131}\text{I}$ ).....	Fl 108
<b>Figura B-22</b> – Ingestão ( $^{18}\text{F}$ ) – com e sem Decaimento .....	Fl 109
<b>Figura B-23</b> – Decaimento Radioativo ( $^{60}\text{Co}$ e $^{18}\text{F}$ ).....	Fl 109
<b>Figura B-24</b> – Códigos de Transporte do ONU (com 14 dos 25 materiais relacionados).....	Fl 110
<b>Figura B-25</b> – Abertura do aplicativo em aparelho de telefonia celular com Sistema Operacional Android.....	Fl 111

## LISTA de GRÁFICOS

<b>Gráfico II-1</b> – Proporcionalidade (%) de SPR por UF .....	Fl 20
<b>Gráfico IV-1</b> – Partículas Subatômicas .....	Fl 44

### ANEXO A (Profissionais Certificados por Região Geográfica)

<b>Gráfico A-1</b> – em Aceleradores de Partículas .....	Fl 83
<b>Gráfico A-2</b> – em Irradiadores de Grande Porte .....	Fl 84
<b>Gráfico A-3</b> – em Medidores Nucleares Fixos ou Móveis .....	Fl 84
<b>Gráfico A-4</b> – em Perfilagens de Poços de Petróleo .....	Fl 85
<b>Gráfico A-5 (Duplo)</b> – em radiografias Industriais (Classes I e II) .....	Fl 86
<b>Gráfico A-6</b> – em Medicina Nuclear .....	Fl 87
<b>Gráfico A-7</b> – em Radioterapia .....	Fl 88
<b>Gráfico A-8</b> – em Transporte de Rejeitos Radioativos .....	Fl 89
<b>Gráfico A-9</b> – em Gerência de Rejeitos Radioativos .....	Fl 80
<b>Gráfico A-10</b> – em Diagnóstico Laboratorial “in vitro” .....	Fl 90
<b>Gráfico A-11</b> – em Diagnóstico e terapia com Radiofármacos “in vivo” .....	Fl 91
<b>Gráfico A-12</b> – em Fontes Radioativas Seladas (Terapia com Equipamento de Tele ou Braquiterapia) .....	Fl 92
<b>Gráfico A-13</b> – em Ensino e Pesquisa .....	Fl 93
<b>Gráfico A-14</b> – Compilação dos Profissionais Certificados .....	Fl 95



## LISTA de TABELAS

<b>Tabela II-1</b> – Entidades (Pessoas Jurídicas) Autorizadas e Registradas pela CNEN (em 22 Jun 13) .....	Fl 18
<b>Tabela II-2</b> – Proporcionalidade de SPR por UF .....	Fl 20
<b>Tabela II-3</b> – Categorização de Fontes .....	Fl 21
<b>Tabela II-4</b> – Escala Internacional de Eventos Radiológicos e Nucleares – INES (da IAEA) .....	Fl 26
<b>Tabela III-1</b> – Diferenças de Radionuclídeos por Publicação .....	Fl 40
<b>Tabela III-2</b> – Dados de Radionuclídeos e Guia para Detectores Apropriados .....	Fl 41
<b>Tabela III-3</b> – Países Integrantes da ARCAL (por área regional).....	Fl 42
<b>Tabela IV-1</b> – Taxa de Ingestão de Poeira .....	Fl 52
<b>Tabela V-1</b> – Número de acidentes com efeitos determinísticos ou exposições significativas da população .....	Fl 55
<b>Tabela V-2</b> – Número de mortes e afetados deterministicamente em consequência de acidentes com RI .....	Fl 56
<b>Tabela V-3</b> – Doses estipuladas para o Operador.....	Fl 57
<b>Tabela V-4</b> – Resultados das Doses obtidos quando da Reconstrução pela IAEA .....	Fl 59
<b>Tabela V-5</b> – Doses estimadas pelo IBTEN para os passageiros do ônibus (por assento).Fl 60	
<b>Tabela V-6</b> – Resultado da leitura dos TLD da Equipe de Radiografia Industrial.....	Fl 62
<b>Tabela V-7</b> – Resumo dos resultados da Dose Preliminar Estimada para o Operador A...Fl 64	
<b>Tabela V-8</b> – Resultados das avaliações (Doses nos turnos noturno e diurno).....	Fl 65
<b>Tabela VI-1</b> – Programa Padrão da IAEA (destaque às matérias de ênfase).....	Fl 75

### ANEXO A (Efetivo de Profissionais Certificados – Supervisores de radioproteção)

<b>Tabela A-1</b> – em Aceleradores de Partículas.....	Fl 83
<b>Tabela A-2</b> – em Irradiadores de Grande Porte .....	Fl 84
<b>Tabela A-3</b> – em Medidores Nucleares Fixos ou Móveis .....	Fl 85
<b>Tabela A-4</b> – em Perfilagens de Poços de Petróleo.....	Fl 85
<b>Tabela A-5</b> – em Radiografias Industriais (Classes I e II) .....	Fl 86
<b>Tabela A-6</b> – em Radiofarmácia e Traçadores Radioativos Industriais .....	Fl 87
<b>Tabela A-7</b> – em Medicina Nuclear.....	Fl 87
<b>Tabela A-8</b> – em Radioterapia.....	Fl 88
<b>Tabela A-9</b> – em Transporte de Rejeitos Radioativos .....	Fl 89
<b>Tabela A-10</b> – em Gerência de Rejeitos Radioativos.....	Fl 90

<b>Tabela A-11</b> – em Diagnóstico Laboratorial “in vitro” .....	Fl 90
<b>Tabela A-12</b> – em Diagnóstico e terapia com Radiofármacos “in vivo” .....	Fl 91
<b>Tabela A-13</b> – em Fontes Radioativas Seladas (Terapia com Equipamento de Tele ou Braquiterapia) .....	Fl 92
<b>Tabela A-14</b> – em Ensino e Pesquisa .....	Fl 93
<b>Tabela A-15</b> – em Manutenção e Troca de Fontes, RIA e Radiografia Industrial .....	Fl 93
<b>Tabela A-16</b> – Compilação dos Profissionais Certificados .....	Fl 95

### **ANEXO C (Formulário empregado no SAR/IRD)**

<b>Tabela C-1</b> – Limites de Doses Anuais estabelecidos pela Norma CNEN-NN-3.01 e alterados pela Resolução 114/2011 .....	Fl 113
<b>Tabela C-2</b> – Fator de Peso da Radiação ( $W_R$ ).....	Fl 114

## TABELA de ABREVIATURAS e SIGLAS

ABREVIATURA e SIGLAS	SIGNIFICADO
ABACC	Agência Brasileiro-Argentina de Contabilidade e Controle de Material Nuclear
ANATT	Agência Nacional de Transportes Terrestres
AR	Agência (ou Órgão) Regulador – no caso do Brasil é a CNEN
ARCAL	Acuerdo Regional de Cooperación para La Promoción de La Ciencia y Tecnología Nucleares em América Latina y El Caribe
ARN	Autoridad Regulatoria Nuclear (AR Argentina; é o equivalente da CNEN)
BD	Banco (ou Base) de Dados
CANARE	Convention on Assistance in the Case of a Nuclear Accident or Radiological Emergency
CENNA	Convention on Early Notification of a Nuclear Accident
CNEN	Comissão Nacional de Energia Nuclear
EAD	Ensino a Distância
EPI	Equipamento de Proteção Individual
FAB	Força Aérea Brasileira
HPA	Health Protection Agency (AR no Reino Unido)
IAEA	International Atomic Energy Agency (mesmo que AIEA)
IBNORCA	Instituto Boliviano de Normalización y Calidad (semelhante ao nosso IMETRO)
IBTEN	Instituto Boliviano de Ciencia y Tecnología Nuclear (AR boliviana)
ILEA	Instituto Latino Americano de Estudos Avançados
INES	International Nuclear and Radiological Event (Escala de gravidade da IAEA)
INIS	International Nuclear Information System (Órgão da IAEA)
IOE	Indivíduo Ocupacionalmente Exposto
LNMRI	Laboratório Nacional de Metrologia das Radiações Ionizantes
NAIR	National Arrangements for Incidents involving Radioactivity
RANET	Response and Assistance Network

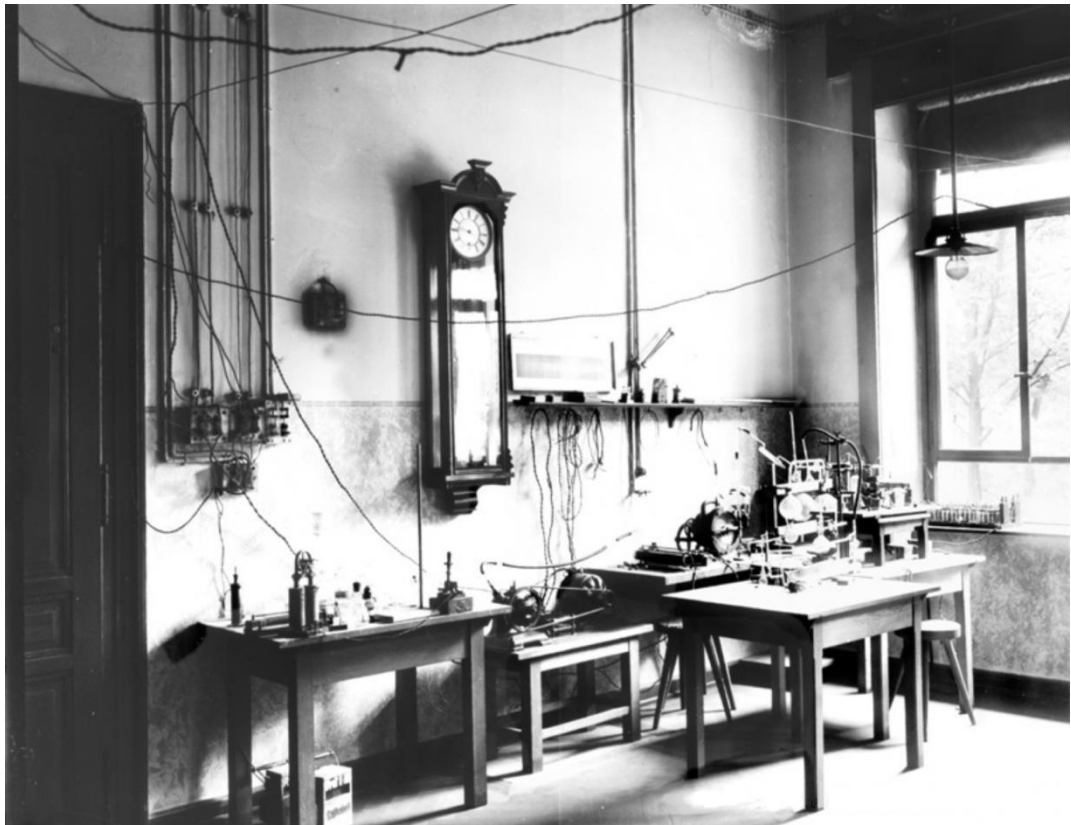
<b>ABREVIATURA e SIGLAS</b>	<b>SIGNIFICADO</b>
REMPAN	Radiation Emergency Medical Preparedness and Assistance Network
RH	Recursos Humanos
RI	Radiação (Direta ou Indiretamente) Ionizante
SAER	Sistema de Atendimento a Emergências Radiológicas
SI	Sistema Internacional (de Medidas/Unidades – mks)
SINAER	Sistema Nacional de Averiguação de Eventos Radiológicos
SINDEC	Sistema Nacional de Defesa Civil
SIPRON	Sistema de Proteção ao Programa Nuclear Brasileiro
SPR	Supervisor de Proteção Radiológica
TLD	Thermoluminescent Dosimeter (Dosímetro Termo-Luminiscente)
UFRGS	Universidade Federal do Rio Grande do Sul
UNSCEAR	United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation
WHO	World Health Organization

## I – INTRODUÇÃO

### I.1 – Considerações Iniciais

A questão de pronta-resposta às emergências radiológicas e nucleares surgiu assim que o ser humano tomou ciência dos riscos a ele impostos pela radioatividade.

No fim da tarde de 8 de novembro de 1895 (uma 6ª feira de final de outono), já ao fim da jornada de trabalho, o físico alemão Wilhelm Conrad Roentgen (1845-1923) continuava no seu pequeno laboratório. Naquele final de quarto de século (XIX), os pesquisadores tinham a sua atenção voltada para o fenômeno da condução de eletricidade através dos gases – inúmeras informações sobre os elétrons estavam sendo obtidas.



**Figura I-1** – Foto do laboratório de Roentgen, no Instituto de Física de Würzburg

Com um aparato experimental semelhante ao Tubo de Crookes – evacuado de ar, submetido a uma tensão crescente e coberto com um papel preto – Roentgen (por meio de uma bobina de alta indução) começou a sua observação dos, já conhecidos, raios catódicos. Nas proximidades do tubo de vácuo havia uma tela coberta com platinocianeto de bário, sobre a qual se projetava uma inesperada luminosidade, resultante da fluorescência daquele material.

Intrigado com o fato, Roentgen girou a tela, de modo que a face sem o material fluorescente ficasse de frente para o tubo de Crookes, mas, ainda assim, se observava a fluorescência. Sabia-se que os raios catódicos não atravessavam o vidro nem outros corpos. Mesmo o ar

absorve muito fortemente os raios catódicos, extinguindo-os após atravessarem apenas alguns centímetros de distância.



**Figura I-2** – Tubo de Crookes (semelhante ao utilizado por Roentgen, em Würzburg)

Naquela dúvida, resolveu chamar àquela incógnita de Raios-X. Confirmava, com isso, o fato que um seu compatriota – o físico Philipp Lenard<sup>1</sup> (1862-1947) – deixara passar despercebido e que, também, fora motivos de reclamações de Sir William Crookes<sup>2</sup> (1832-1919) à fábrica de insumos fotográficos Ilford, por lhe enviar “papéis velados”. Esses papéis (fotográficos) protegidos contra a luz eram, geralmente, colocados próximos aos seus tubos de raios catódicos... e aos Raios-X ali produzidos (e, ainda, não descobertos).

Ainda naquela mesma segunda metade de década, Henri Becquerel associou os Raios-X à fluorescência e à fosforescência de alguns minerais e cunhou o termo radiação ativa – após observar o escurecimento de filmes fotográficos expostos a sais de Urânio. Ele, ainda, observou a ionização do ar pelos raios do Urânio.

Na Alemanha, uma polonesa de nome Maria Skłodowska Curie descobriu o Rádio e o Polônio, com as mesmas características que Becquerel observara, e uniu as duas palavras da-

<sup>1</sup> – **Philipp Eduard Anton von Lenard** (\* 7 Jun 1862 + 20 Mai 1947); Nobel de Física de 1905 por suas pesquisas sobre os raios catódicos;

<sup>2</sup> – **William Crookes** (\*17 Jun 1832 + 04 Abr 1919); Presidente da Royal Society; Descobridor do <sup>81</sup>Th e identificador da primeira amostra de <sup>2</sup>He. Inventor do Radiômetro de Crookes, ferramenta de busca de Raios Catódicos.

quele pesquisador em uma única – radioatividade. Ela, ainda, relatou a possibilidade da existência de minerais mais ativos que o Urânio e o Tório e, perseguindo essa possibilidade, juntamente com seu marido, Pierre Curie, isolou o Polônio e o Rádio [a partir do mineral Pechblenda (ou Pitchblende)<sup>3</sup> – conhecido, desde o século XV, e abundante nas minas de Prata na fronteira da Alemanha com a, atual, República Tcheca].

Nos estertores do século XIX, o neozelandês Ernest Rutherford dissociou os raios do Urânio em dois tipos diferentes de partículas com poderes de penetração díspares – as partículas Alfa e Beta ( $\alpha$  e  $\beta$ ).

Começava a se descortinar uma nova era, que se mostrou mais ainda com a fissão nuclear capitaneada 1938 pelo cientista alemão Otto Hahn, e, do outro lado do oceano, por Enrico Fermi. Por fim, mostrou o seu aspecto negativo, vez primeira, no dia 16 de julho de 1945 (no deserto do Novo México). No início daquela manhã de verão, o Projeto Manhattan acionou Trinity, o primeiro artefato termonuclear, em Alamogordo.

## I.2 – Justificativas

Naturalmente, as bombas A (atômica) e H (de Hidrogênio) – cujo gatilho é uma bomba A – são o ônus, necessário (ou não; dependendo do ponto de vista), que a civilização pagou para adquirir o domínio do átomo (para a produção dos radionuclídeos usados na medicina nuclear, o uso dos emissores gama na indústria e da energia oriunda da fissão nos reatores de energia).

De início, a radioatividade foi considerada a panaceia para todos os males, afinal de contas, havia se conseguido realizar o sonho dos antigos alquimistas medievais – qual seja:

— Transformar um material (elemento químico) em outro!

Entretanto, e com o passar do tempo, assim como todas as práticas existentes, a radiação ionizante mostrou, também, carregar consigo uma parcela de risco que – assim como a Pedra Filosofal dos antigos alquimistas – não tem cheiro, nem cor, nem gosto.

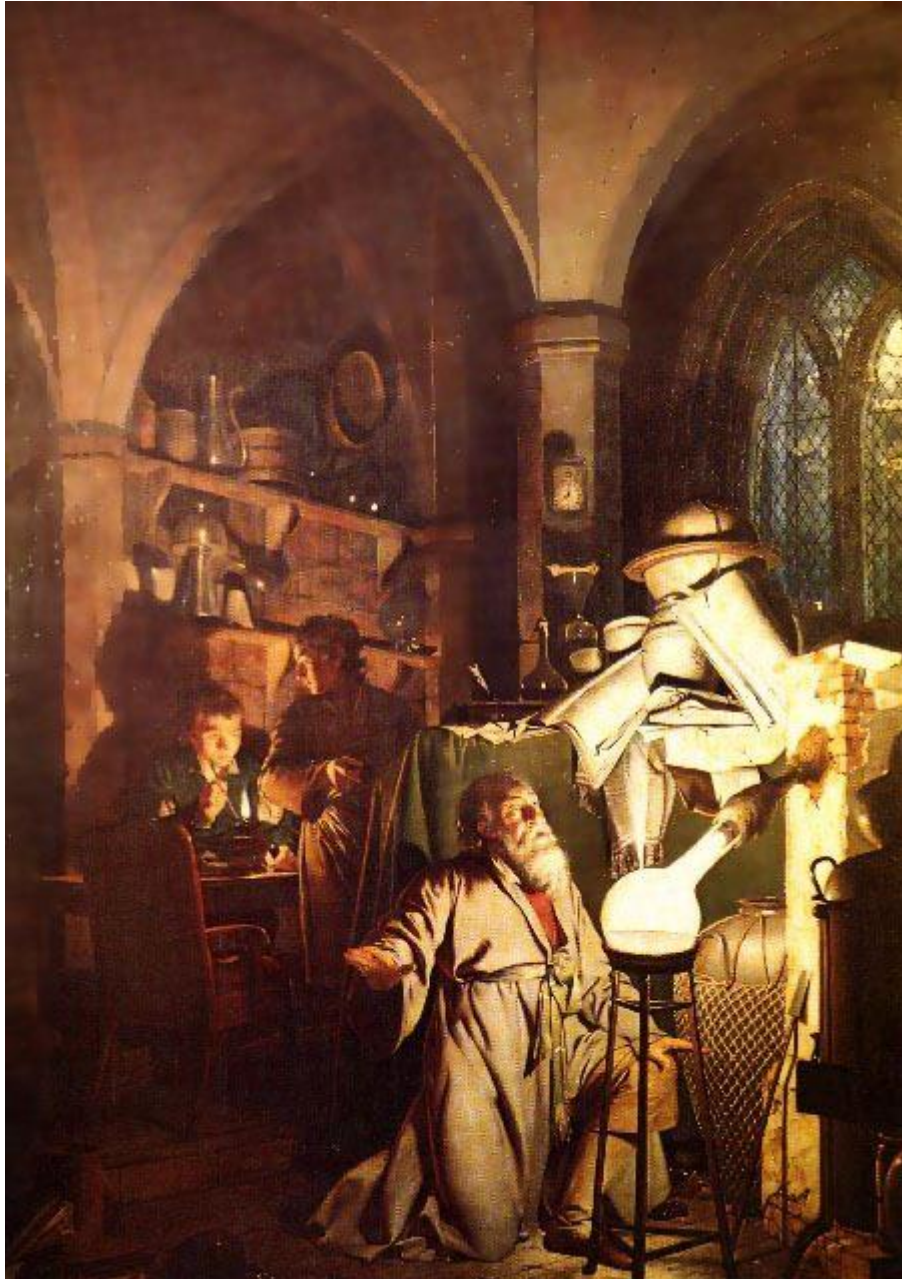
Como o desconhecimento A questão de pronta-resposta às emergências radiológicas e nucleares surgiu assim que o ser humano tomou ciência dos riscos a ele impostos pela radioatividade. Além disso, a intervenção em situações de emergência nuclear ou radiológica deve ser baseada em níveis de intervenção e de ação adotados com o objetivo de nortear a implementação das diversas medidas de proteção propostas para evitar ou reduzir a exposição da população à radiação. Os níveis de intervenção são expressos em termos da Dose, que pode ser evitada num período de tempo  $\Delta T$ , correspondente à duração de uma ação protetora específica associada à intervenção (CNEN. PR 3.01-006, 2011).

Normalmente, os elementos emissores de radiação ionizante (ditos, e tidos, como radioativos) possuem uma toxicidade química muito maior que a radiológica; entretanto, é esta última

---

<sup>3</sup> **Pitchblende** – composto rico em  $UO_2$ , mas com traços de  $UO_3$ , óxidos de Chumbo, Tório e Terras Raras; (de *pitch*, por causa de sua cor escura e blende, termo usado pelos mineiros germânicos para denominar minérios cuja densidade sugeria compostos metálicos, mas cuja exploração era – à época – impossível ou economicamente inviável).

que causa o maior impacto na população, em geral. Portanto, é de vital importância uma ação imediata de mitigação e uma pronta resposta a uma situação de emergência – causada por fontes de uma energia que tem a capacidade de realizar o sonho dos alquimistas medievais (o de transmutar elementos), de salvar vidas e, também e se empregada erroneamente, de causar dano em sua qualidade de vida ou mesmo de tirá-las.



**Figura I-3** – O Alquimista (de Joseph Wright – 1771)

Nesta presteza de resposta repousa a necessidade de um artifício – uma ferramenta – que permita uma implementação mais segura e rápida da decisão por elementos capacitados tecnicamente e é para um meio auxiliar desses (e ações acessórias) que desenvolveremos nossas ações, a seguir.

### **I.3– Objetivos**



O fulcro deste trabalho será, principalmente, baseado na busca dos seguintes objetivos:

- descrever o Sistema Brasileiro de Atendimento a Emergências Radiológicas e Nucleares, suas limitações, sua estrutura e seus “*modus operandi*”;
- abordar os compromissos internacionais assinados pelo Brasil, os Organismos externos e a coordenação de atuação em situações de emergência resultantes de fontes de RI;
- descrever o ponto de interesse dessa Monografia, qual seja, a Plataforma Sistema de Avaliação Radiológica (SAR/IRD) e apresentá-la na avaliação de situações de emergência radiológicas recentes;
- apresentar e propor oportunidades de difusão desse aplicativo e as possíveis vias de formação de RH; e
- colaborar na discussão da maneira pela qual os profissionais podem utilizar um aplicativo computacional como meio auxiliar para a avaliação de riscos e a elaboração de ações e respostas a serem efetivadas.

Nesta presteza de respostas repousa a necessidade de um artifício – uma ferramenta – que permita uma implementação mais segura e rápida da decisão por elementos capacitados tecnicamente e é para um meio auxiliar desses (e ações acessórias) que desenvolveremos nossas ações, a seguir.

O procedimento técnico adotado foi a pesquisa descritiva, exploratória e bibliográfica, baseada nos pressupostos da revisão integrativa. A revisão foi elaborada a partir de materiais já publicados (artigos indexados, legislação e normas, teses, dissertações, livros e manuais técnicos) dos quais, por meio de uma análise mais ampla e sistemática de estudos científicos (realizados por organizações consagradas e seguras), foi feita uma caracterização de suas bases teóricas e elaboradas deduções e conclusões pertinentes.



REGIÃO	TOTAIS	Irradiadores de Grande Porte	Medicina Nuclear	Medidores Nucleares (Controladores de Processos)	Medidores Nucleares (Sistemas Portáteis)	Pesquisa	Prospecção de Petróleo	Radiografia Industrial	Radioimunoensaio	Radioterapia	Serviços (Manutenção de Equipamentos)	Técnicas Analíticas
NORDESTE	AL		6	1						3		
	BA	1	14	25	3	5	3	3		9		2
	CE		6	3		1				4	1	
	MA		6	7					3	1		
	PB		3	7						2		
	PE		12	14	1	1		1		6		1
	PI		4	1		1				1		
	RN		4	4				4		1		1
	SE		3	3	3		2			2		1
SUDESTE	ES		13	7		2		1		3		
	MG	1	53	50	1	12	1	10	2	26	2	11
	RJ	2	45	29	7	51	7	17	3	23	2	5
	SP	16	120	145	6	135		39	12	61	12	14
SUL	PR	1	28	33	1	11		4	3	16	1	1
	SC	2	10	21		2		3		9	1	
	RS	2	33	21		19		6	2	19		3
CENTRO-OESTE	DF	1	17	2		8				5	1	2
	GO		9	9						3		
	MT		6	6		3			1	3		
	MS		5	4						4		1
	TO		1	1						1		

**Tabela II-1** – Entidades (Pessoas Jurídicas) Autorizadas e Registradas pela CNEN (em 22 Jun 13)

**Fonte** – <http://www.cnen.gov.br/seguranca/cons-ent-prof/entidades-aut-cert.asp>

São 1542 (Hum Mil, Quinhentos e Quarenta e Dois) profissionais qualificados como Supervisores de Proteção Radiológica (SPR) – ou Supervisor Radiológico – distribuídos pelas 05 (cinco) regiões geográficas do País. Este número pode (e vai) decair um pouco, uma vez que alguns profissionais podem estar registrados na CNEN em mais de uma habilitação; ademais, a este fato soma-se o detalhe de que o SPR pode ter sido habilitado, estando - conseqüentemente – registrado, inicialmente, em uma UF e ter se mudado para outro estado ou, mesmo, para outra UF.

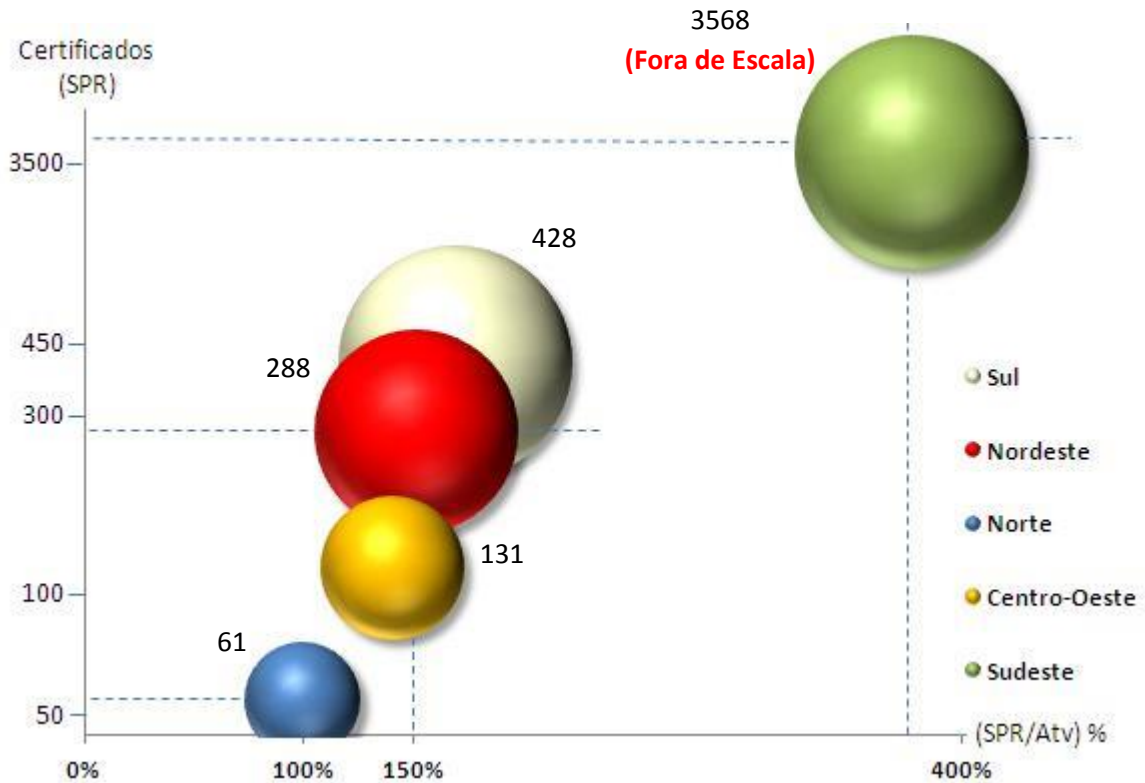
Contudo, a maior oferta de SPR é o resultado de um maior número de atividades e práticas relacionadas às fontes de radiação ionizante. Enquanto que, na Região Norte, temos uma proporção teórica de 1:1, na Região Sudeste, esta razão é de, quase, 4:1.

Naturalmente que nas regiões onde predominam as grandes distâncias entre as aglomerações humanas e a baixa densidade demográfica (Região Norte), ou onde a população se concentrou na faixa litorânea (Região Nordeste) ou, ainda, nos centros urbanos (Região Centro-Oeste), o quantitativo das atividades que requerem o concurso de SPR torna-se segregativo – as essencialmente técnicas e industriais recolhem-se aos grandes centros; as extrativistas (petroleiras e de mineração) embrenham-se nas matas, no serrado ou no interior do sertão semi-árido nordestino.

REGIÃO	SPR	Percentual (%)		ATV/UF (Totais)
		SPR por ATV	SPR por UF	
Norte	61	00,00%	3,96%	61
Nordeste	288	151,58%	12,32%	190
Sudeste	3568	377,17%	61,35%	946
Sul	428	169,84%	16,34%	252
Centro-Oeste	131	140,86%	6,03%	93
<b>BRASIL</b>	<b>4476</b>			<b>1542</b>

**Tabela II-2** – Proporcionalidade de SPR por UF

O gráfico abaixo nos permite uma melhor visualização da distribuição da distribuição das atividades envolvendo práticas com fontes ionizantes e seus respectivos SPR.



**Gráfico II-1** – Proporcionalidade (%) de SPR por UF

Avulta de importância resaltar que as proporções acima eram as existentes em um deter-

minado momento (junho de 2013) e que, ainda, existem os casos em que o profissional é certificado em mais de uma área, foi certificado em uma UF e encontra-se em outra (até mesmo em outra Região do País) ou, mesmo, encontra-se inativo e não mais retornará a atuar como SPR – entretanto, o seu registro encontra-se ativado.

Independente de haver um SPR para cada atividade envolvendo a prática com radiação ionizante, uma noção única da periculosidade de uma fonte à saúde humana tornou-se imperiosa; independente do idioma ou mesmo do conhecimento mais profundo do assunto uma classificação numérica (ou mesmo alfa-numérica), normalmente, é uma solução viavelmente aceitável.

Assim, em 2005, a IAEA, por meio de seu RS-G-1.9<sup>4</sup>, propôs que as fontes de radiação ionizante fossem agrupadas em categorias e de acordo com sua potencialidade de causar danos a saúde humana, ou seja, a sua periculosidade – a forma para a categorização é muito interessante e baseia-se na razão A/D, onde A é a atividade da **fonte** e D é a atividade do **radio-nuclídeo** de uma fonte, a qual, se estivesse fora de controle, poderia causar severos efeitos determinísticos.

Tendo-se, ainda, a limitação de que  $10^{-6} < (A/D) < 10^6$ , elaborou-se a tabela abaixo:

<b>CATEGORIA</b>	<b>RISCO por PERMANECER PRÓXIMO à FONTE</b>	<b>RELAÇÃO (A/D)</b>
<b>1</b>	Extremamente perigosas	$A/D \geq 1000$
<b>2</b>	Muito perigosas	$1000 > A/D \geq 10$
<b>3</b>	Perigosas	$10 > A/D \geq 1$
<b>4</b>	De periculosidade improvável	$1 > A/D \geq 0.01$
<b>5</b>	De periculosidade muito improvável	$0.01 > A/D$ (e $A > \text{Nível de Exceção}$ )

**Tabela II-3** – Categorização de Fontes

## II.2 – O Sistema de Atendimento a Emergências Radiológicas da CNEN

Embora já se vá ao longe, o evento ocorrido em Goiânia<sup>5</sup>, em 1987, mostrou deficiências em ações de caráter preventivo e corretivo, e, em particular, a necessidade de rapidez e eficiência no atendimento a situações potenciais ou reais de emergência. Tal evidência impôs como condição imprescindível à reversão daquele quadro, a existência de recursos humanos, financeiros e logísticos prontamente disponíveis, consubstanciados em um Planejamento Integrado e em uma Preparação Conjunta, visando reduzir os danos aos trabalhadores, ao público em geral, ao meio ambiente e às propriedades.

<sup>4</sup> – **RS-G-1.9.** Categorization of Radioactive Sources (STI/Pub 1227). IAEA – Vienna, 2005

<sup>5</sup> – **Goiânia.** Ver IAEA Pub #815 (Radiological Accident in Goiania)

([http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub815\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub815_web.pdf))

A partir de 1990, a CNEN adotou como estratégia, em seu Plano para Situações de Emergência, a centralização da coordenação das ações de planejamento e resposta para o atendimento a situações potenciais ou reais de emergência de origem radiológica ou nuclear. Isto se deveu à experiência adquirida – quer no contexto nacional, com o acidente radiológico de Goiânia, quer no contexto internacional (com os acidentes de Three Mile Island e Chernobyl). Como resultado imediato, se obteve a otimização da aplicação de recursos materiais, financeiros e humanos, resultando maior agilidade nesse atendimento, em qualquer parte do território nacional.

Para executar esta estratégia, foi implementado na um Sistema de Atendimento a Emergências Radiológicas (SAER), para onde convergem todas as notificações sobre eventos que possam gerar situações de emergência radiológica decorrentes do emprego das radiações ionizantes nas atividades industriais, na medicina e no ensino e pesquisa.

Todos os procedimentos que regem o funcionamento deste Sistema estão baseados nas recomendações da IAEA, por meio de seus Guias de Segurança e Documentos Técnicos (TecDoc).

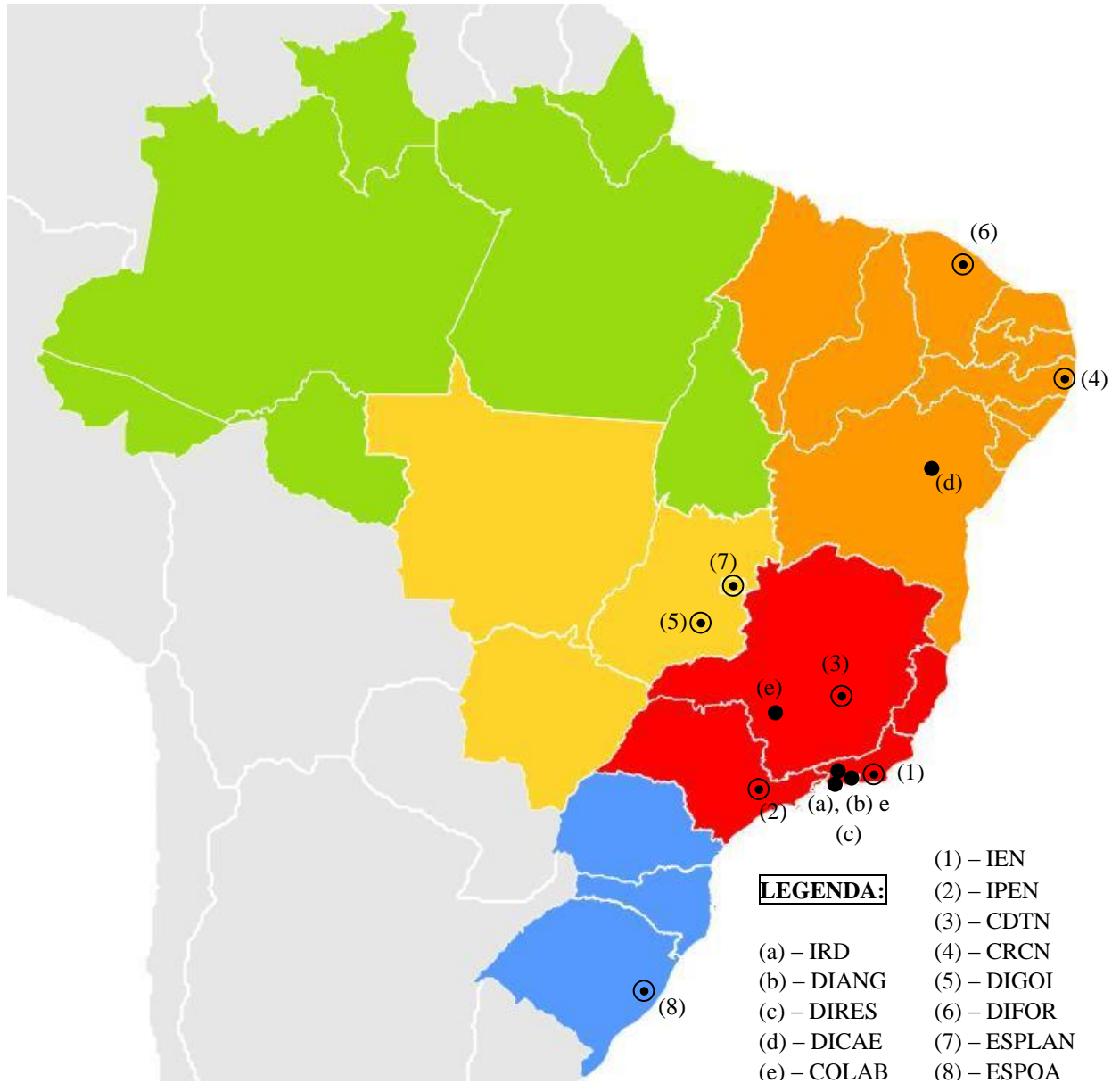
O SAER é composto por servidores dos seguintes setores da CNEN:

- 1) **Diretoria de Gestão Institucional (DGI);**
- 2) **Diretoria de Radioproteção e Segurança Nuclear (DRS):**
  - a) Coordenadoria Geral de Reatores e Ciclo (CGRC);
  - b) Coordenadoria Geral de Instalações Médicas e Industriais (CGMI)
  - c) Instituto de Radioproteção e Dosimetria (IRD);
  - d) Distrito de Angra dos Reis (DIANG), RJ;
  - e) Distrito de Resende (DIRES), RJ;
  - f) Distrito de Caetité (DICAÉ), BA; e
  - g) Laboratório de Poços de Caldas (COLAB).
- 3) **Diretoria de Pesquisa e Desenvolvimento (DPD):**
  - a) Instituto de Engenharia Nuclear (IEN), RJ;
  - b) Instituto de Pesquisas Energéticas e Nucleares (IPEN), SP;
  - c) Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear (CDTN), MG;
  - d) Centro Regional de Ciências Nucleares (CRCN), PE;
  - e) Distrito de Goiânia (DIGOI), GO;
  - f) Distrito de Fortaleza (DIFOR), CE;
  - g) Escritório do Planalto Central (ESPLAN); e
  - h) Escritório de Porto Alegre (ESPOA). (SANTOS, Raul dos, 2010)

Aqui, assim como na distribuição dos profissionais certificados pela CNEN (SPR), também temos um grande “vazio demográfico” de setores da AR. Toda a Amazônia – oriental e ocidental – assim como estado do Mato Grosso não dispõe de uma única estrutura da CNEN.

O Guia do SINAER traz – como ANEXO solto, uma relação de colaboradores (especialistas, SPR, etc) em determinados centros metropolitanos que se prontificam a atuar

como um **Iniciador da Resposta**. Contudo, essa relação, certamente, carece de atualização e esses profissionais não são funcionários públicos da AR. É interessante não olvidarmos que a responsabilidade pela análise da situação para o acionamento do Plano de Resposta é da CNEN.



**Figura II-1** – Distribuição dos Setores da CNEN (em âmbito Nacional)

### II.3 – Metodologia Genérica de Pronta Resposta

A resposta a uma emergência radiológica (ou mesmo a um acidente nuclear – uma vez que a diferença entre ambos reside na intensidade da fonte e na extensão das consequências) tem as suas chances de sucesso diretamente proporcional ao acertado grau de preparação que envolve diversas instituições. Por vezes, nas três esferas do poder e a nível municipal, estadual e federal (públicas e privadas), atuam as várias dicotomias e temos interesses que podem dificultar a finalidade comum.

Basicamente, o objetivo é assegurar que mecanismos tenham sido estabelecidos de modo

que, previamente, a resposta a uma situação de emergência radiológica ou nuclear seja pronta, efetiva e coordenada, tanto a nível local quanto nacional (SANTOS, Raul dos, 2010).

Podemos – didaticamente, fasear a resposta da seguinte forma (observando que não existe sobrepujança de alguma sobre as demais):

- 1) Motivação;
- 2) Planejamento;
- 3) Preparação;
- 4) Resposta;
- 5) Tarefas; e
- 6) Infraestrutura.

1) Na **motivação**, todos os envolvidos devem ser instruídos que o errado, as calamidades não ocorrem, apenas com o alheio e que – na área radiológico-nuclear, os acidentes/incidentes decorrem de uma sucessão de erros. Procedimentos de segurança são ignorados e etapas cruciais são suprimidas.

Apesar de que, atualmente, todo equipamento que utilize uma fonte ionizante tenha as suas medidas de salvaguarda e proteção, sempre haverá formas de se burlar essas medidas. Abrir um equipamento e acessar a sua fonte não significa que deva ser feito de forma a que o mesmo possa ser fechado e voltar ao uso normal – ele pode ser arrombado e danificado.

A fonte de  $^{137}\text{Cs}$  de Goiânia/GO continha um aviso dizendo que só poderia ser aberta com ferramentas especiais – esta abertura deduzia manutenção com o conseqüente fechamento e posterior funcionamento.

Todos os envolvidos devem estar cômicos de que o atendimento aos aspectos não radiológicos (Ex: proteção de pessoas e meio-ambiente, combate a incêndios) deve ter prioridade sobre os radiológicos. Em princípio, apenas quando esses aspectos tiverem sido estabilizados, as providências para minimizar os riscos radiológicos serão tomadas.

2) No **planejamento**, devemos – sempre, começar do mais simples até o mais complicado; entretanto, a utilização de todos os recursos disponíveis deve ser o farol das ações.

De igual maneira, a redundância de procedimentos (independentes entre si – de modo que a falha de um não resulte no malogro do outro) deve pautar as decisões. Para tal, deve-se valer da Categorização de Fontes – adotada pela IAEA; ela nos mostra o risco ou dano que poderão afetar, de maneira permanente, a qualidade de vida, dentre vários cenários possíveis:

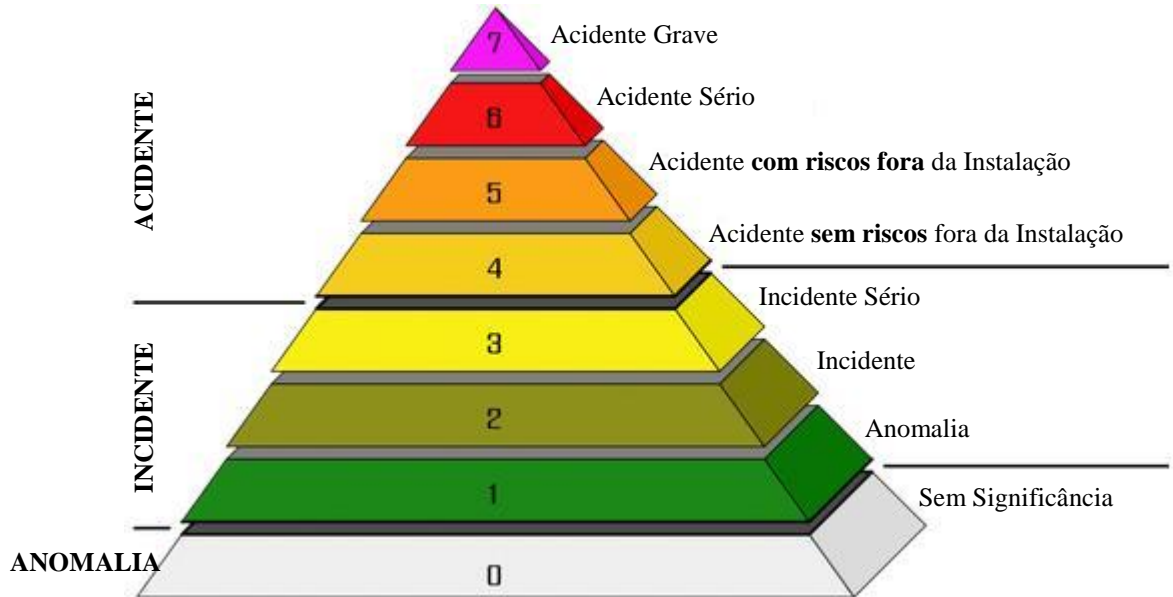
- perda, dano (Ex: por incêndio) ou roubo de fontes;
- contaminação e exposição de indivíduos do público ou de IOE;
- reentrada de satélites ou queda de meteoritos [satélite da série Cosmos (954)<sup>6</sup>, Territórios do Noroeste – Canadá, 1978; Tugunska – Rússia, 1908 e Satka/Tcheliabinsk – Rússia, 2013];
- acidentes com fontes (em atividade fim ou fora dela);
- superexposição na área médica (por paciente ou IOE);

<sup>6</sup> – **Cosmos 954**. ‘<http://www.aerospace.org/cords/reentry-data-2/summary-of-recovered-reentry-debris/>’



- contaminação de animais, víveres, solo e lençol freático; e
- (o último “grito da moda”) atentado terrorista.

Uma ótica de planejamento é analisar a Escala INES (International Nuclear and Radiological Event).



**Figura II-2** – Escala INES (International Nuclear and Radiological Event)

A Escala INES pode ser usada, indistintamente, para acidentes ou incidentes, independente de sua origem (fontes órfãs ou usinas nucleares) ou intensidade. Entretanto, é importante ressaltarmos que os limites de exposição variam de um país para o outro.

Escala INES	Impacto à População e ao Meio Ambiente		Degradação de Barreiras em Profundidade
	Fora da Instalação	Dentro da Instalação	
<b>Nível 7</b> Acidente Grave	- Grande liberação de material radioativo com danos generalizados à saúde e efeitos ambientais; e - implementação estendida de contramedidas planejadas.	—	—
<b>Nível 6</b> Acidente Sério	- Liberação Significativa de material radioativo; e - Implementação total de contramedidas planejadas.	—	—
<b>Nível 5</b> Acidente com Riscos Externos	- Liberação limitada de material radioativo; - Provavelmente, requer a implementação parcial de contramedidas; e - Várias mortes por radiação.	- Dano severo ao núcleo do reator; - Liberação de grande quantidade de material radioativo no interior da instalação e alta exposição; e - Pode surgir a partir de um acidente de criticalidade ou incêndio.	—

Escala INES	Impacto à População e ao Meio Ambiente		Degradação de Barreiras em Profundidade
	Fora da Instalação	Dentro da Instalação	
<b>Nível 4</b> Acidente com Consequências Locais	- Pequena liberação de material radioativo; - Controle dos alimentos; - Público exposto aos limites prescritos; e. - Algumas mortes por radiação	- Fusão ou dano no combustível, resultando em perda de 0,1% do inventário do núcleo; - Liberação de significativa quantidade de material radioativo; e - Efeitos agudos nos IOE.	—
<b>Nível 3</b> Incidente Sério	- Liberação insignificante de material radioativo; - Exposição em excesso aos limites anuais de Dose; e - Efeitos determinísticos não letais (Ex: Queimaduras).	- Exposição a Taxas acima de 1 Sv/h dentro da área; - Severa contaminação, por dispersão; e - Baixa probabilidade de exposição significativa do público.	- Todas as barreiras degradadas; - Quase acidente em usina nuclear; - Perda ou roubo de fonte de atividade elevada; e - Remessa de fonte selada de alta atividade sem os procedimentos adequados.
<b>Nível 2</b> Incidente	- Exposição do público a até 10 mSv; - Exposição dos IOE; e - Sem importância com relação à Segurança.	- Níveis internos de radiação acima de 50 mSv/h; - Dispersão significativa; e - Exposição dos IOE.	- Falhas significativas nas provisões de segurança; - Fontes órfãs de grande atividade em embalagens de segurança intactas; e - Embalagem inadequada de fonte selada.
<b>Nível 1</b> Anomalia	- Sem importância com relação à Segurança.		- Superexposição do público; - Pequenos problemas com componentes de segurança; e - Fonte órfã de baixa atividade.

**Tabela II-4** – Escala Internacional de Eventos Radiológicos e Nucleares – INES (da IAEA)

3) A **preparação** objetiva verificar que todos os mecanismos e ligações tenham sido, previamente, estabelecidos e autorizados, de forma que a resposta à situação de emergência seja precisa, eficaz, eficiente e coordenada [no nível local – municipal ou estadual, e nacional ou federal).

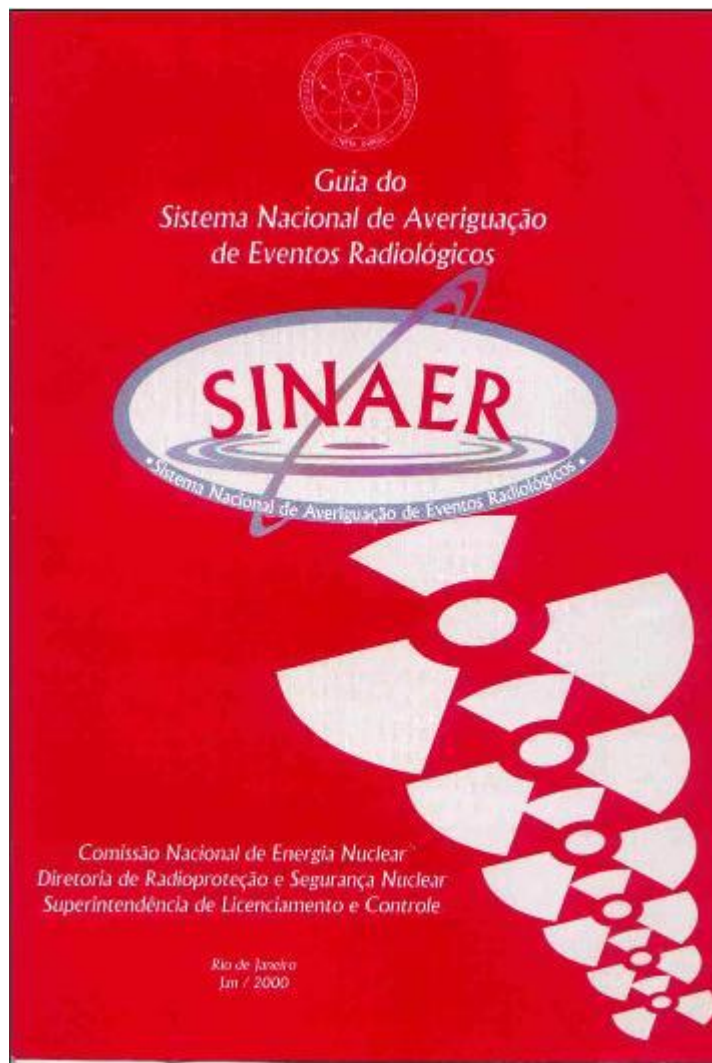
A publicação da IAEA – GS-R-2 (Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency – Pub 1133) estabelece algumas recomendações a serem observadas – muitas são frutos de lições aprendidas. De maneira geral, as emergências nucleares têm uma estrutura de resposta mais sólida e fixa. Entretanto, as de origem radiológicas, normalmente, por um desenrolar em que se pontuam algumas funções, a saber-se:

- o Notificante;
- o Iniciador da Resposta;
- o Primeiro Respondedor;
- o Coordenador da Emergência;
- o Controlador em Cena; e
- o Assessor Radiológico.

O **Notificante** pode ser um leigo ou um técnico que dá o alerta inicial do perigo ou

da falha (imminente ou já em curso). Seria interessante que já dispusesse de alguns dados essenciais [a atividade da Fonte – se possível data desta atividade desta fonte, radioisótopo em pauta, existência (ou não) de blindagem e a sua espessura e material, tempo e distância de exposição].

Para um leigo, os dados de qualificação de uma fonte podem parecer difíceis; entretanto, para o técnico eles são perfeitamente familiares e se revestem em uma fonte inestimável de informações iniciais para uma resposta eficaz.



**Figura II-3 – O Guia do SINAER (versão de Jan 2000)**

O **Iniciador da Resposta** é o primeiro profissional informado sobre a emergência e que tem autoridade para acionar o Plano de resposta. É o responsável pela obtenção das informações básicas sobre o cenário do acidente e fornece as primeiras recomendações ao Notificante e informa a situação ao Coordenador da Emergência. Entre os profissionais, citam-se:

- a) Polícia Rodoviária (Estadual e Federal);
- b) Corpo de Bombeiros Militares;
- c) Polícia/Brigada Militar;
- d) Vigilância Sanitária;

- e) Defesa Civil; e
- f) Plantão da CNEN.

Normalmente, os Bombeiros Militares (haja vista a sua atuação em emergência, resgates e catástrofes) são os primeiros a serem acionados – e nem todas as suas Unidades estão em condições de avaliar uma emergência radiológica. Entretanto, o plantão da CNEN é sempre comunicado, independente de quem seja, primeiramente, acionado.

O **Primeiro Respondedor** é a primeira pessoa ou equipe a chegar à cena com funções específicas de resposta ao acidente, sendo o responsável por lidar com os aspectos gerais da resposta a emergência.

O **Coordenador da Emergência** é o profissional designado (pela autoridade executiva – municipal, estadual ou federal) para comandar as ações de resposta à emergência. Ele deve estabelecer as prioridades e definir as ações necessárias à proteção da população; também estabelece os profissionais que estarão envolvidos na resposta e as suas condições de segurança.

O **Controlador em Cena** é o profissional responsável pelo gerenciamento da totalidade das operações no local do acidente/incidente. Enquanto que o Coordenador da emergência é puramente operacional, o Controlador em Cena tem, também, atribuições administrativas. De acordo com o nível da situação, podem exercer a função:

- a) o Coordenador da defesa Civil;
- b) o Comandante dos Bombeiros; e
- c) o Chefe de Equipe de Respostas.

Por fim, o **Assessor Radiológico** – profissional sênior com qualificação nas áreas de segurança e proteção radiológica – enviado ao local do acidente para avaliar os riscos e recomendar as medidas de proteção a serem adotadas.

Será o responsável pela recuperação de fontes e pela descontaminação radiológica, além da delimitação e monitoração de áreas e pessoas (estimativa de doses recebidas pelos IOE e/ou público e avaliação de doses e danos ao meio ambiente), controle da contaminação e ocupacional dos que atuam na resposta à emergência.

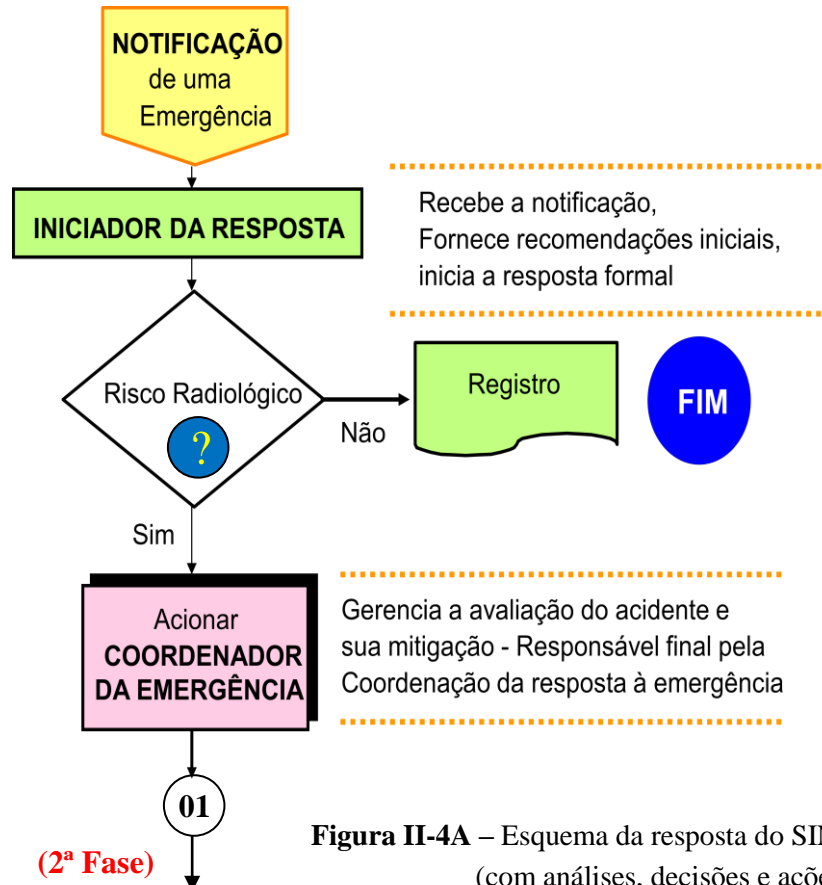
**4) A resposta** e a fase operativa por excelência e, para ela, o Guia do Sistema Brasileiro de Atendimento a Emergências Radiológicas e Nucleares (SINAER) é muito bem explicativo. Em seu bojo, uma série de figuras muito bem ilustram as ações a serem tomadas pelo primeiro profissional informado sobre a emergência e que tem autoridade para acionar o Plano de resposta – o **Iniciador da Resposta**.

A resposta deve ser pautada para:

- a) retomar o controle da situação;
- b) prevenir:
  - a ocorrência de efeitos radiológicos (determinísticos e estocásticos);
  - a ocorrência de efeitos não-radiológicos;
  - ou mitigar as consequências do acidente na sua origem;

- c) providenciar tratamento médico a acidentados;
- d) proteger o meio ambiente e as propriedades; e
- e) preparar o retorno às atividades sociais e econômicas.

Resumindo e basicamente, o Sistema Brasileiro de Atendimento a Emergências Radiológicas e Nucleares (SINAER) funciona da seguinte maneira:



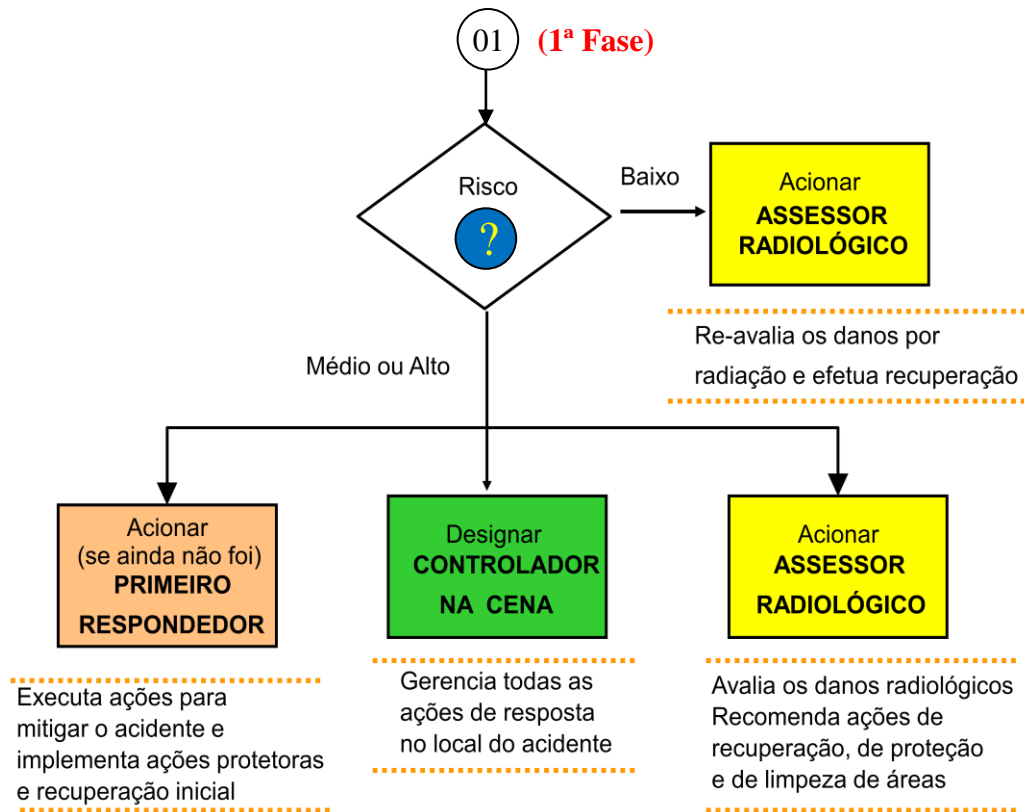
**Figura II-4A** – Esquema da resposta do SINAER – 1ª Fase (com análises, decisões e ações)

Em uma 1ª Fase, a CNEN, por meio de sua Base de Dados cadastrais, identifica o especialista mais próximo do local de evento – e constante do ANEXO ao Guia do SINAER, e estabelece contato com o mesmo, até o fim de sua participação na averiguação do evento (chegada do **Primeiro Respondedor**).

Esse especialista tem, como tarefa preliminar realizar uma avaliação prévia e superficial do cenário. Avulta de importância que, rapidamente, se obtenha os seguintes dados:

- a) derramamento;
- b) contaminação: – do ar:
  - do solo (lençol freático – poços artesianos);
  - do pessoal;
- c) irradiação de pessoal;
- d) incêndios;
- e) perda, furto ou roubo de fonte.

Caso o evento seja caracterizado como de natureza não radiológica, será registrado e considerado encerrado; caso contrário, inicia-se a 2ª Fase, quando será avaliada a sua magnitude, sendo deflagrado o processo de resposta à situação de emergência que se apresenta.



**Figura II-4B** – Esquema da resposta do SINAER – 1ª Fase (com análises, decisões e ações)

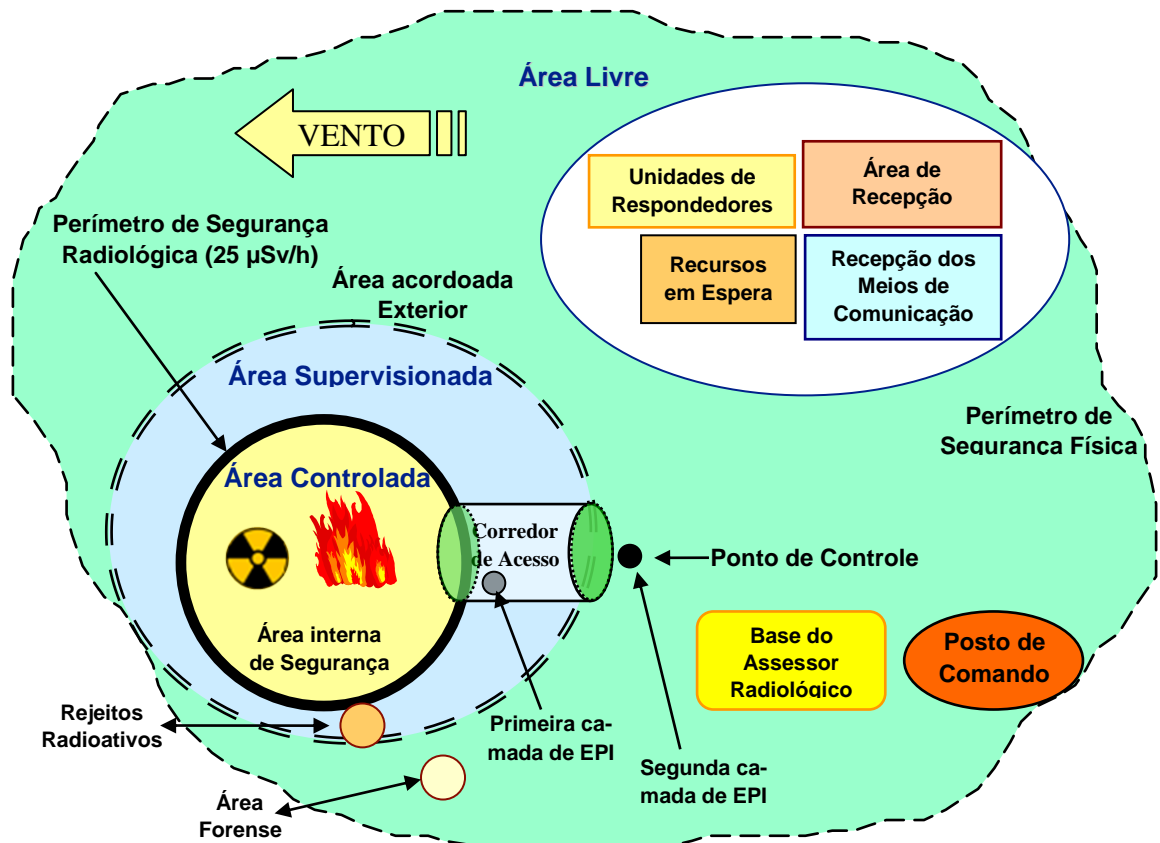
A partir de então, o gerenciamento passa a ser realizado pela DIEME/IRD e os Órgãos ligados à Defesa Civil e à Segurança Pública, em seus diversos níveis (de atuação (Municipal, Estadual e Federal)). Estabelece-se, então uma série de procedimentos que irão culminar – em seu ápice, com o estabelecimento de uma Área de Resposta, com todos as expressões do Poder atuando em sintonia.

Normalmente, a gestão é da Defesa Civil, a nível Estadual.

Como se pode denotar, o **Iniciador da Resposta** tem de ter elementos necessários para uma orientação rápida e segura à figura de quem está notificando – distância mínima a ser mantida da fonte e isolamento são primordiais, até a chegada do **Primeiro Respondedor** à cena do incidente. Ele é o “é o primeiro profissional informado sobre a emergência e que tem autoridade para acionar o Plano de Resposta” e tem de dispor de ferramentas adequadas à tomada de decisão.

Poderá ser ele – o **Iniciador da Resposta**, um profissional externo à estrutura de resposta?! A responsabilidade de acionamento é intransferível da CNEN; assim, a rede de colaboradores (constante do ANEXO ao Guia do SINAER) deve ser considerada informal e (aparentemente) sem responsabilidade legal, carecendo de uma nova verificação por parte de um Iniciador do Órgão Regulador.

Em face das dimensões continentais do Brasil, a CNEN montou uma estrutura para atender, com a máxima rapidez, às solicitações de auxílio ou denúncias envolvendo possíveis fontes de RI. Este Sistema cobre todo o território nacional e possui uma estrutura externa, de especialistas convidados, e outra interna à CNEN; a participação de peritos residentes não ligados à CNEN, em diversos Estados, agiliza o atendimento. São investigadas todas as denúncias, de forma rápida e eficaz, minimizando os riscos de acidentes. Caso o perito verifique que o evento envolve material radioativo, a CNEN aciona seu Plano de Emergências Radiológicas.<sup>7</sup>



**Figura II-5** – Delimitação de Área em uma emergência Radiológico-Nuclear

Propositalmente, a rede de especialistas convidados, é a componente auxiliar de uma estrutura interna. Uma vez que as ações de resposta são executadas de forma descentralizada. A unidade da CNEN mais próxima ao local da ocorrência deve ser aquela encarregada do pronto atendimento, sendo responsável pela implementação inicial das ações de resposta.

Caso a natureza e/ou a gravidade da situação de emergência extrapole a capacidade de resposta daquela unidade, a CNEN envia suas equipes de resposta ao local da ocorrência para complementar, com pessoal e meios, as equipes técnicas locais (XAVIER, Ana Maria, 2008).

5) A **tarefa** deve ter como fulcro executar ações com a finalidade de se mitigar as conse-

<sup>7</sup> – PER/CNEN. [http://www.ird.gov.br/index.php?option=com\\_content&view=article&id=72:qual-o-procedimento-quando-a-cnem-recebe-denuncia&catid=51:o-que-e-energia-nuclear&Itemid=44](http://www.ird.gov.br/index.php?option=com_content&view=article&id=72:qual-o-procedimento-quando-a-cnem-recebe-denuncia&catid=51:o-que-e-energia-nuclear&Itemid=44)

quências do acidente e implementar ações protetoras com a finalidade de recuperação e voltar às atividades normais que haviam, antes do acidente.

“*Pari passu*” com a avaliação dos danos radiológicos, avaliam-se os demais danos.

Não é uma fase, mas um “*modus operandi*” da fase operacional sendo interessante detalhar que a fase operativa de resposta a uma emergência radiológica só começa após a estabilização da situação do ponto de vista de segurança e defesa civil.

## Gamagrafia Industrial

 $^{192}_{77}\text{I}$ 

Identificação Visual do Equipamento		
<b>IRRADIADOR E EMBALAGEM (BLINDAGEM)</b>		
	<b>Material Radioativo</b>	
Dados Relativos aos Riscos <sup>(1)</sup>		
<b>Exposição Externa para uma Atividade de 7,4 TBq (200 Ci)</b>		
Taxa de Exposição a 1 m do Dispositivo: <b>88 R/h</b>	Taxa de Dose a 1 m: <b>880 mSv/h</b>	Tempo de permanência necessário para superar o Limite de Dose Anual: <b>4 segundos</b>
<b>Limite de Dose Anual para os Membros do Público: 1 mSv/ano</b>		
 <b>PRECAUÇÕES</b>		
<b>PROCEDIMENTOS EM CASO DE INCIDENTE</b>		
<b>Deve-se:</b> - Isolar a área (distância superior a 10 m); - Acionar <b>imediatamente</b> a CNEN.		
 (021) 546-2374 / 295-1096 (21) 275-0545 / 9982-7886 (24 horas)		


**Risco**

**Alto**

**Símbolo**



**Embalado**



**Tipo B**

**Principais Marcas**

Tech Ops

Teletron

Iriditron

Autom Indust

(1) Valores calculados considerando-se a perda total da blindagem

78

**Figura II-6** – Página do Guia do SINAER



Encontramos, aqui, o conceito de **intervenção** que, em situações de emergência nuclear ou radiológica, deve ser baseada em níveis com o objetivo de nortear a implementação das diversas medidas de proteção para evitar ou reduzir a exposição à radiação.

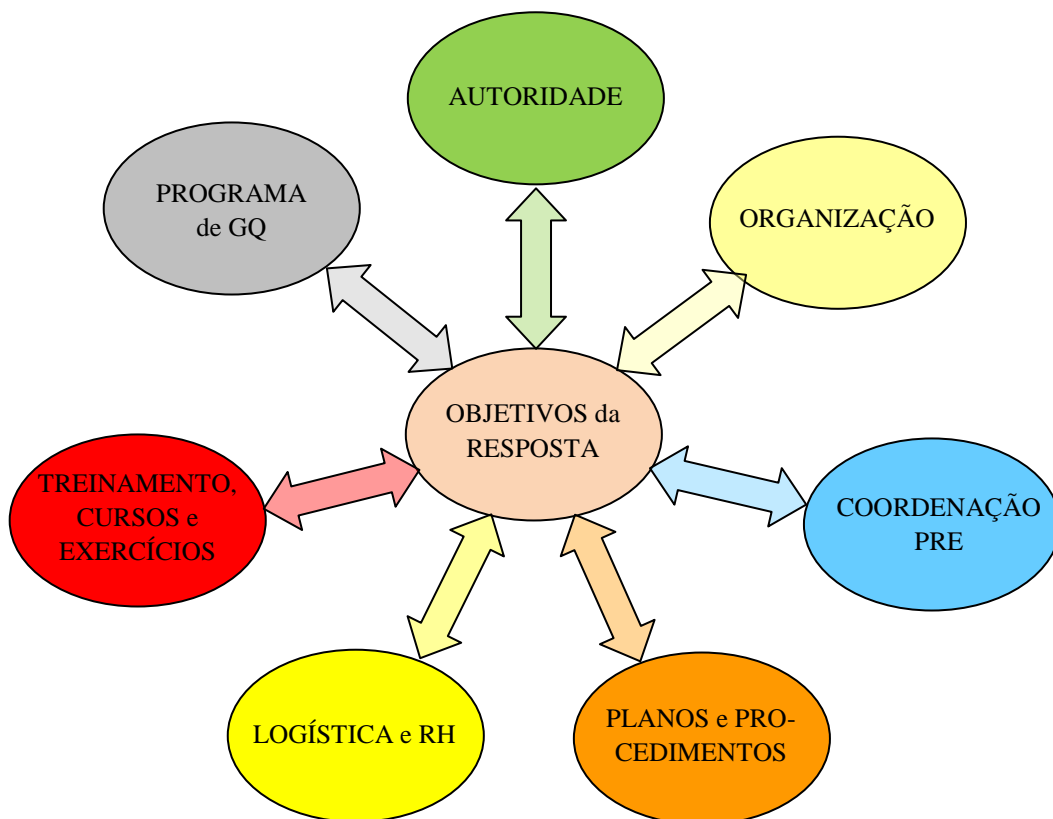
A análise é realizada em quantitativos de dose:

a) os **níveis de intervenção** são expressos em termos da dose que pode ser evitada num período de tempo  $\Delta T$ , correspondente à duração de uma ação protetora; é a dose à qual os indivíduos estariam sujeitos na ausência da medida, integrada no período  $\Delta T$ , menos a dose integrada à qual estariam sujeitos com a aplicação da medida de proteção; e

b) as **decisões** relativas à adoção das medidas de proteção são baseadas na dose prevista que um indivíduo receberia, em um período de tempo determinado, se nenhuma ação protetora fosse implementada (Dose Projetada).

Essa decisão – em um acidente nuclear, pode ser abrigagem ou evacuação e se leva em conta dose máxima a ser evitada com a evacuação (menor ou igual à dose não evitada com a abrigagem). Em acidentes radiológicos, normalmente, a evacuação é a decisão mais acertada e os índices são os constantes da PR 3.01/006<sup>8</sup>.

6) A **infraestrutura** para a pronta resposta a uma emergência de origem radiológica ou nuclear é conseguida após longos anos de observação nas experiências de outros países.



**Figura II-7** – A infraestrutura de uma Pronta Resposta

<sup>8</sup> – PR 03.01/006. Medidas de Proteção e Critérios de Intervenção em Situações de Emergência (CNEN, de 22 Dez 2011).

Temos, portanto, que os elementos comuns de infraestrutura devem estar no devido lugar para assegurar que as funções de respostas críticas possam ser realizadas, no caso de uma emergência.

A autoridade (para o desenvolvimento e a manutenção da preparação para emergências e implementação das ações com vistas a responder uma emergência nuclear ou radiológica) deve ser estabelecida por meio de atos do Chefe do Executivo, códigos legais ou estatutos. As medidas de emergência devem incluir uma clara atribuição de responsabilidade, autoridade e coordenação durante todas as fases da resposta.

As relações organizacionais e as interfaces entre todas as Instituições e Órgãos envolvidos na organização da resposta devem ser, previamente, estabelecidas e testadas. O ideal é que se altere o mínimo possível as autoridades (pessoas físicas) com poder de decisão nesses Órgãos e Instituições.

O Sistema de Resposta deverá:

- desenvolver mecanismos claros (protocolos para as interfaces operacionais) para a coordenação da resposta de emergência entre os operadores e as autoridades locais, regionais e nacionais;
- elaborar um Plano Geral (para responder à gama de situações potenciais de emergência nuclear ou radiológica) contendo:
  - a organização responsável pelo desenvolvimento e manutenção de uma capacidade coordenada de resposta nacional;
  - as responsabilidades dos operadores e as organizações de resposta relevantes; e
  - a coordenação com os planos utilizados na resposta a emergências convencionais;
- fornecer as ferramentas adequadas, instrumentos, equipamentos, sistemas de comunicações, instalações de emergência e documentação para desempenhar as funções críticas identificadas;
- implementar um meio de seleção e um programa de formação contínuo para garantir que os funcionários tenham o conhecimento, as habilidades e as capacidades necessários para desempenhar suas funções de resposta atribuídas; e
- estabelecer processos de Garantia de Qualidade para assegurar um alto grau de disponibilidade e confiabilidade de todos os suprimentos críticos (equipamentos e sistemas de comunicações) e instalações para uso em caso de uma emergência, de forma a que estes não sejam susceptíveis a faltas ou panes, quando sob condições de emergência.

Como é inerente a cada Órgão, carece de intensa integração de modo a não haver lacunas ou vácuos de apoio (pessoal, material e monetário). Uma vez que, ao atendimento a uma situação de emergência, concorrem parcelas dos três níveis de atuação do poder, a alocação de recursos varia muito, em função dos interesses das partes.

Por outro lado, avulta de importância a noção de Infraestrutura de todo o Sistema de resposta. A autoridade que tem por encargo o gerenciamento do Sistema tem de ter a visão de cada parte da estrutura e saber priorizar todas as etapas, em prol dos objetivos da resposta.

Atenção deve ser dada à última etapa – que é o Programa de Garantia de Qualidade (GQ); última etapa gráfica, ela está presente em cada uma das etapas anteriores (desde a fase do planejamento, passando àquela operativa – com as operações e com a logística). Em todas as etapas (e em cada uma delas) deve ser feita uma análise, por meio do Ciclo PDCA (Plan, Do, Check and Act), ou seja:

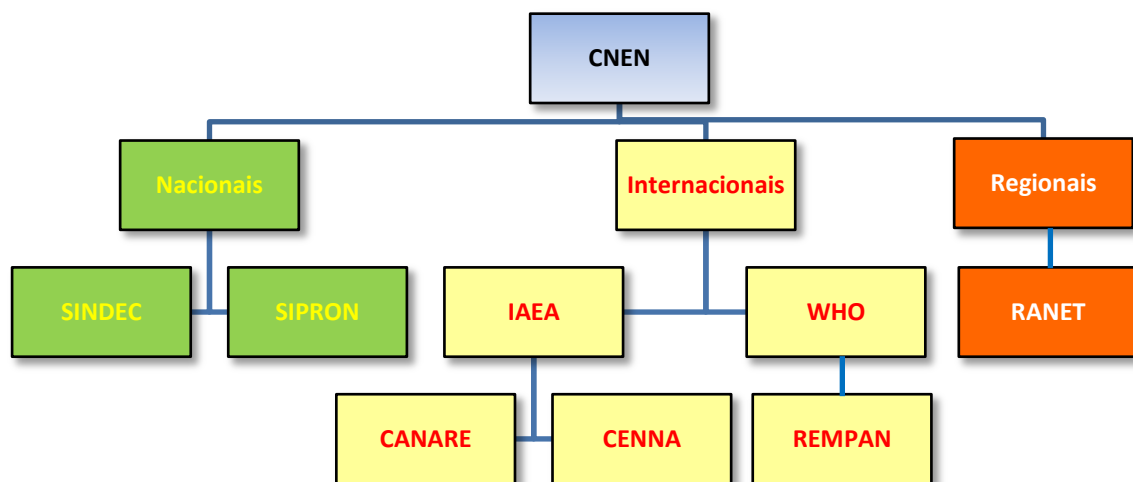
- planeje uma ação ou atividade (**P**lan);
- execute-a ou faça-a (**D**o);
- verifique todos os seus aspectos de execução e se os objetivos foram alcançados (**C**heck); e
- aja sobre os pontos a serem corrigidos (ou oportunidades de melhoria) (**A**ct).

### III – COMPROMISSOS INTERNACIONAIS

#### III.1 – Considerações Iniciais

Por vezes e a despeito da preparação e do planejamento prévios, a resposta a uma situação de emergência envolvendo exposição à radiação pode exceder a capacidade técnica e logística de organizações, de cidades, estados e, mesmo, de países.

Desta forma, a AR deve-se estar atenta às obrigações e compromissos (nacionais e internacionais) assumidos pelo Brasil, por intermédio da CNEN (NICOLI, Iêda Gomes, 2006).



**Figura III-1** – Obrigações e Compromissos (Nacionais e Internacionais) assumidos

- SINDEC – Sistema Nacional de Defesa Civil;
  - ▶ Papel da CNEN: autoridade competente em preparação e resposta a emergências.
- SIPRON – Sistema de Proteção ao Programa Nuclear Brasileiro;
  - ▶ Papel da CNEN: coordenação setorial (salvaguardas, radioproteção, segurança nuclear e proteção física);
- CANARE – Convention on Assistance in the Case of a Nuclear Accident or Radiological Emergency;
  - ▶ Papel da CNEN: autoridade nacional competente (exterior);
- CENNA – Convention on Early Notification of a Nuclear Accident;
  - ▶ Papel da CNEN: autoridade nacional competente (doméstico) e ponto de alerta nacional;
- WHO – World Health Organization;
- REMPAN – Radiation Emergency Medical Preparedness and Assistance Network;
  - ▶ Papel da CNEN: o IRD é o coordenador do Centro Colaborador da OMS (Ex: Paraguai, 2000; Equador, 2003 e 10; Bolívia, 2003; Chile, 2005 e 06; Venezuela, 2005); e
- RANET – Response and Assistance Network;
  - ▶ Papel da CNEN: apresenta equipes para pronto atendimento em emergências.

### III.2 – Organismos e Acordos Firmados

Em que se pese que o concurso nacional na resposta a uma emergência de origem radiológica ou nuclear possa ocorrer em qualquer parte do mundo, sob a égide da IAEA, é de se esperar que tal fato ocorra próximo de suas fronteiras (em sua área de influência) ou, mesmo, em seu território nacional.

1) Assim, a nível regional, foi criada (em 18 Jun 1991) a Agência Brasileiro-Argentina de Contabilidade e Controle de Material Nuclear (ABACC)<sup>9</sup>, integrando em cooperação as duas maiores nações do continente. Entretanto, dos diversos acordos firmados ao nível daquela Agência, apenas um premiou o aspecto das emergências radiológicas; senão, vejamos:

a) a **Declaração de Iperó** (1988) – antecedeu a própria ABACC, mas é a única menção às situações de emergências, onde Brasil e Argentina se comprometem a prestarem informação imediata e assistência recíproca em casos de acidentes nucleares e emergências radiológicas;

b) o **Acordo Bilateral** (em 1991) – estabeleceu o Sistema Comum de Contabilidade e Controle de Materiais Nucleares (SCCC) e criou a ABACC, uniformizando os procedimentos de salvaguardas utilizados pelos dois países;

c) o **Tratado Quadripartite** (em 1991) – firmado entre os países integrantes da ABACC, a própria Agência e a IAEA. Regula o relacionamento entre as duas agências e define as atividades de cooperação na aplicação conjunta das salvaguardas nucleares; e

d) o **Tratado de Tlatelolco** (ou Tratado para a Proibição de Armas Nucleares na América Latina e Caribe, 1994) – foi assinado por 33 países e rege sobre o uso pacífico da energia nuclear;

2) Em âmbito mundial – uma vez capitaneados pela IAEA, os compromissos oficiais são mais específicos:

a) **Convenção de Segurança Nuclear**<sup>10</sup> (de 20 Jul 1998) – promulgou o Protocolo da Convenção de Segurança Nuclear da IAEA, assinada em Viena, 1994.

Tem por finalidade a manutenção do alto nível de segurança nuclear mundial por meio do fortalecimento de medidas nacionais e da cooperação internacional, incluindo, onde for apropriada, a cooperação técnica relacionada com segurança. Para se alcançar esse objetivo, deve-se estabelecer e manter defesas efetivas em instalações nucleares contra danos radiológicos potenciais, prevenindo, assim, acidentes com consequências radiológicas, mitigando-as, caso ocorram.

b) **Convenção sobre Assistência ao Caso de Acidente Nuclear ou Emergência Radiológica**<sup>11</sup> (de 15 Jan 91) – ratificou, a nível nacional, a Convenção de mesmo nome, aprovada pela IAEA, em 1986.

<sup>9</sup> – ABACC. sítio <http://www.abacc.org.br/>;

<sup>10</sup> – Dec n° 2.648, de 1° Jul 1998. sítio [http://www.planalto.gov.br/ccivil\\_03/decreto/D2648.htm](http://www.planalto.gov.br/ccivil_03/decreto/D2648.htm);

<sup>11</sup> – Dec n° 8, de 15 Jan 1991. sítio [http://www.planalto.gov.br/ccivil\\_03/decreto/1990-1994/D0008.htm](http://www.planalto.gov.br/ccivil_03/decreto/1990-1994/D0008.htm);

A finalidade dessa Convenção é suprir a deficiência de um Estado-Parte em impedir ou minimizar ferimentos ou danos que possam ocorrer no caso de um acidente nuclear ou emergência radiológica (originário ou não em seu território, jurisdição ou controle).

Nesse caso, o Estado-Parte poderá solicitar a assistência de outro Estado-Parte, diretamente ou por meio da IAEA ou de outras Organizações Internacionais. Nesse caso, informará (se possível) o alcance e tipo de assistência requerida e os meios (pessoal e material) que serão colocados à disposição. Em princípio, a direção, controle, coordenação e supervisão geral da assistência serão de responsabilidade do Estado requerente, no âmbito de seu território.

**c) Convenção sobre Pronta Notificação de Acidente Nuclear**<sup>12</sup> (de 15 Jan 1991) – ratificou, a nível nacional, a Convenção de mesmo nome, aprovada pela IAEA, em 1986.

Objetiva evitar acidentes nucleares e minimizar consequências de qualquer acidente (ou perda de controle) desse tipo que possa ocorrer e que envolva instalações ou atividades de um Estado-Parte ou em seu território. Além disso, regulava a notificação imediatamente, de maneira direta ou por meio da IAEA, aos Estados que forem ou possam ser fisicamente afetados, fornecendo a eles a informação disponível relevante para minimizar as consequências radiológicas; a saber-se em:

- reator nuclear ou instalação do ciclo de combustível nuclear;
- instalação de tratamento de resíduos radioativos;
- transporte e armazenamento de combustível nuclear ou resíduo radioativo;
- produção, uso, armazenamento, evacuação e transporte de radioisótopos; e
- o uso de radioisótopos para a geração elétrica em objetos especiais.

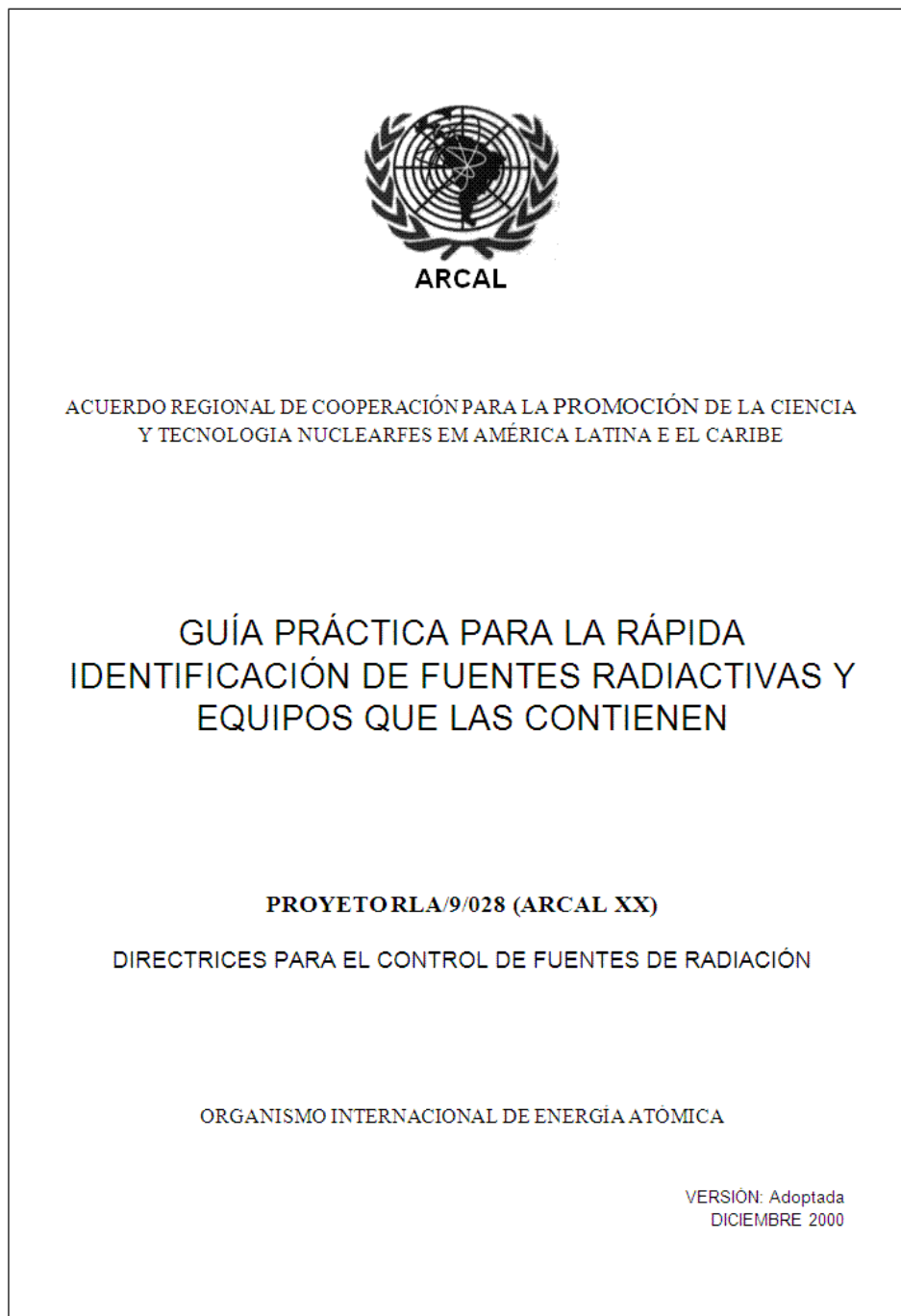
**3) ARCAL** – O Acordo de Cooperação Regional para a Promoção da Ciência e Tecnologia na América Latina – baseado na cooperação horizontal, técnica e econômica com a finalidade de promover o uso das várias técnicas nucleares e suas aplicações para fins pacíficos – é um instrumento eficaz para o estabelecimento e desenvolvimento da cooperação técnica em diferentes áreas do conhecimento, contribuindo para o desenvolvimento econômico e social entre os países da América Latina e do Caribe.

O programa permite que os países mais avançados na área nuclear contribuam transferindo tecnologia para os países menos desenvolvidos da região.

A ARCAL, a exemplo do Guia do SINAER, também conta com uma publicação semelhante – adotada a partir de novembro de 2000 (mais precisamente, 09 meses após a última versão do Guia do SINAER). Com algumas informações iniciais – a fim de nivelar e uniformizar procedimentos (uma vez que se trata de um Guia para uso multinacional, cujas capitais mais extremas ditam mais de 7.000 km) – o Guia da ARCAL mostra, de maneira um pouco diferente, todas as informações que o Guia do SINAER. Além disso, lista 18 (dezoito) radioisótopos – <sup>133</sup>Ba, <sup>244</sup>Cm, <sup>153</sup>Gd, <sup>67</sup>Ga, <sup>59</sup>Fe, <sup>111</sup>In e <sup>113</sup>In, <sup>123</sup>I, <sup>40</sup>K, <sup>54</sup>Mn, <sup>22</sup>Na, <sup>63</sup>Ni, <sup>238</sup>Pu, <sup>188</sup>Re, <sup>152</sup>Sm, <sup>75</sup>Se, <sup>232</sup>Th e <sup>238</sup>U.

<sup>12</sup> – Dec nº 9, de 15 Jan 1991. sítio <http://legis.senado.gov.br/legislacao/ListaPublicacoes.action?id=134624>;

Esta publicação, entretanto, não se atém ao acionamento de um sistema de resposta e – de igual maneira e por razões óbvias (pois trata-se de uma publicação para diversos países) – não apresenta a distribuição geográfica das práticas com fontes de RI e nem uma relação de colaboradores externos à AR de cada país.



**Figura III-2** – Capa do Guia Prático para Identificação de Fontes e Equipamentos (21 x 29,5)

Ambos os Guias foram baseados no modelo inglês para respostas a emergências – que tem as suas premissas básicas descritas no *National Arrangements for Incidents involving Radioactivity* (NAIR)<sup>13</sup> – d o *Health Protection Agency* (HPA)<sup>14</sup>, a AR do Reino Unido.

Como se era de esperar, uma comparação entre as três publicações revela algumas particularidades interessantes, a saber-se:

PUBLICAÇÃO	Número de RADIONUCLÍDEOS
NAIR	83
Guia SINAER	28
Guia ARCAL	46

**Tabela III-1** – Diferença de Radionuclídeos por Publicação

Aqui, cabe um parêntese, a título de esclarecimento.

A diversidade (entre os Guias do SINAER e o seu respectivo da ARCAL) repousa no fato de que (os 18 radioisótopos constantes a mais no Guia da ARCAL) foram incorporados os radioisótopos usados, na época na América Latina, e não apenas no Brasil. Entretanto, ambos foram elaborados com a idéia de prestar informações em casos de acidentes e/ou perda de embalados, e na hipótese destes virem a ser encontrados por pessoas com pouca ou nenhuma informação.

A razão de que alguns radionuclídeos constarem em um ou outro Guia não se deve à sua abundância na natureza, e sim ao fato de se integrarem a materiais e equipamentos existentes e utilizados/transportados. Entretanto, avulta de importância ressaltarmos alguns fatos:, levando em conta a época de elaboração de cada documento (SINAER em 1996 e ARCAL no ano 2000 – após a 2ª Edição do Guia do SINAER):

- o <sup>67</sup>Ga, embora – na época, já existisse e fosse empregado no Brasil, foi esquecido;
- o <sup>111</sup>I, ainda, não era utilizado em nosso País;
- o Samário (<sup>153</sup>Sm) e o Bário (<sup>133</sup>Ba), haviam entrado em produção no Brasil, respectivamente, em 1995 e 1996; assim como o <sup>67</sup>Ga, ambos foram, também, esquecidos;
- igual mistério de ausência paira sobre o <sup>75</sup>Se (para gamagrafia industrial), uma vez que o radioisótopo existe e é utilizado no País há bastante tempo; e
- o <sup>188</sup>Re (Gerador) está sendo produzido no Brasil, somente, agora.

Em resumo, os Guias são, portanto, documentos para consulta e sem maiores aprofundamentos; não se constituem em uma ferramenta para a tomada de decisão de uma resposta frente a uma situação de emergência radiológica ou nuclear. (VELASQUES, Sílvia M. de Oliveira. Comunicação pessoal. Rio de Janeiro, 2013)

Por sua vez, o NAIR tem, na figura a seguir, a sua forma peculiar de apresentar os radionuclídeos por ele abordados:

<sup>13</sup> – HPA. [http://www.hpa.org.uk/webc/HPAwebFile/HPAweb\\_C/1194947326224](http://www.hpa.org.uk/webc/HPAwebFile/HPAweb_C/1194947326224);

<sup>14</sup> – HPA. Substituiu à antiga AR britânica (a National Radiological Protection Board – NRPB), em 2004.



## Radionuclide data and Guide to suitable Detector

Nuclides	T <sub>1/2</sub>	Prominent radiations and Maximum energies (MeV)	Suitability for dose rate Measurements				Suitability for Contamination Measurements													
			Energy Compensated GM	End Windows GM	Ionization Chamber	Plastic Scintillator	End Windows GM	Full energy $\beta$ Scint	High energy $\beta$ Scint	Xe-filled proportional	Refillable proportional	$\alpha$ Saint	Nai Scint							
Hidrogênio-3	<sup>3</sup> H	12.3 a	$\beta$ - 0.019																	
Berílio-7	<sup>7</sup> Be	53.3 d	$\gamma$ - 0.48	R	U		R	-												R
Carbono-14	<sup>14</sup> C	5.7 x 10 <sup>3</sup> a	$\beta$ - 0.156	-	R		-													-
Sódio-22	<sup>22</sup> Na	2.6 a	$\beta$ - 0.55 e $\gamma$ - 1.28	S	U		S													U
Sódio-24	<sup>24</sup> Na	15.0 h	$\beta$ - 1.4 e $\gamma$ - 1.4, 2.8																	
Fósforo-32	<sup>32</sup> P	14.3 d	$\beta$ - 1.7																	
Enxofre-35	<sup>35</sup> S	87.5 d	$\beta$ - 0.17	-	R															
Cloro-36	<sup>36</sup> Cl	3.0 x 10 <sup>3</sup> a	$\beta$ - 0.71					R												
Potássio-42	<sup>42</sup> K	12.4 h	$\beta$ - 3.6 e $\gamma$ - 1.5	S	U		S													U
Cálcio-45	<sup>45</sup> Ca	163.0 d	$\beta$ - 0.26	-	R		-													
Cálcio-47*	<sup>47</sup> Ca*	4.5 d	$\beta$ - 0.69 (82%) 2.00 (18%) e $\gamma$ - 1.3	S			S													-
Escândio-46	<sup>46</sup> Sc	83.8 d	$\beta$ - 0.36 e $\gamma$ - 1.00																	
Cromo-51	<sup>51</sup> Cr	27.7 d	x - 0.005 e $\gamma$ - 0.3																	
Manganês-54	<sup>54</sup> Mn	312.5 d	$\gamma$ - 0.8	R			R													P
Ferro-55	<sup>55</sup> Fe	2.7 a	x - 0.006	-																
Ferro-59	<sup>59</sup> Fe	45.1 d	$\beta$ - 0.40 e $\gamma$ - 1.20					R												
Cobalto-56	<sup>56</sup> Co	78,8 d	$\beta$ - 1.50 e $\gamma$ - 1.30	S			S													R
Cobalto-57	<sup>57</sup> Co	271.4 d	$\gamma$ - 0.13	R			R													
Cobalto-58	<sup>58</sup> Co	70.8d	$\beta$ - 0.50 e $\gamma$ - 0.80					U												P
Cobalto-60	<sup>60</sup> Co	5.3 a	$\beta$ - 0.30 e $\gamma$ - 1.30	S			S		R											

Tabela III-2 – Dados de radionuclídeos e guia para detectores apropriados

Diferenças à parte, do projeto ARCAL participam 20 países que utilizam a tecnologia nuclear nos setores de energia, saúde, agricultura, meio-ambiente, indústria, segurança nuclear e proteção radiação – quais sejam:

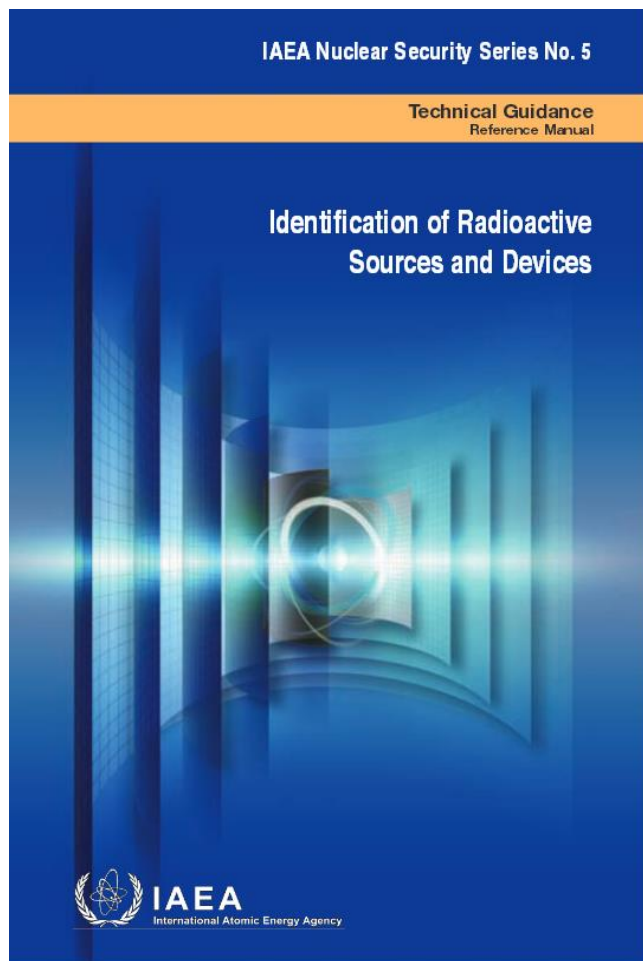
PAÍSES INTEGRANTES da ARCAL		
<b>Argentina</b>	República Dominicana	México
Bolívia	Equador	Nicarágua
<b>Brasil</b>	El Salvador	Panamá
Chile	Guatemala	Paraguai
Colômbia	Haiti	Peru
Costa Rica	Jamaica	Uruguai
Cuba		Venezuela

<b>Legenda:</b>	<b>Peru</b>	América Latina
	<b>Cuba</b>	Caribe
	<b>Brasil</b>	ABACC

Tabela III-3 – Países Integrantes da ARCAL (por área regional)

Por sua vez, a IAEA, também produziu um compêndio documental de finalidade semelhante. As suas características se aproximam bastante das do Guia SINAER e o da ARCAL; entretanto, este manual é mais discursivo e técnico.

Sua última edição data de 2007 e algumas de suas matérias e imagens foram utilizadas no material da ARCAL.



**Figura III-3** – Capa do Guia Técnico de Identificação de Fontes Radioativas e Dispositivos – da IAEA (e Prático para Identificação de Fontes e Equipamentos (16 x 24)

Essa publicação – em consonância com outras, rege o Sistema Internacional de Respostas<sup>15</sup>. Mas vale lembrar de que esse Sistema inclui, mas não está limitado a, incidentes e emergências nucleares ou radiológicas de real, potencial ou aparente importância radiológica para mais de um Estado. Instalações e atividades relevantes incluem, também:

- qualquer reator nuclear independentemente da sua localização;
- as instalações do ciclo do combustível nuclear;
- qualquer instalação de gestão dos resíduos radioativos;
- o transporte e armazenamento de combustíveis nucleares ou resíduos radioativos;
- a fabricação, uso, armazenamento, descarte e transporte de radioisótopos para fins agrícolas, fins científicos e de investigação médica e afins; e
- a utilização de radioisótopos para a geração de energia em objetos espaciais, entre outros.

<sup>15</sup> – IAEA. <http://www-ns.iaea.org/tech-areas/emergency/international-response-system.asp?s=1&l=4>

O escopo do Sistema de Resposta Internacional abrange também os incidentes e situações de emergência, tais como os que envolvem perda, a remoção não autorizada, mal uso ou abuso de substâncias radioativas e/ou materiais nucleares ou radiológicos; efeitos na saúde e prestação de cuidados médicos, o derrame ou a propagação de material radioativo, eventos em que as consequências radiológicas podem exceder a capacidade de resposta de um Estado, assim como eventos decorrentes do uso malicioso de material radioativo ou nuclear.

Em suma, regional e internacionalmente, o Brasil dispõe e integra uma estrutura de resposta, aparentemente, eficiente. Partindo-se do princípio de que a tomada de decisão (no caso de emergência radiológica) tem de ser ágil e segura, avultam de importância a adoção e a difusão de táticas e procedimentos únicos e comuns.

## IV – A PLATAFORMA SISTEMA DE AVALIAÇÃO RADIOLÓGICA (SAR-IRD)

### IV.1 – Considerações Iniciais

O universo de partículas que compõem a matéria é grande e, no momento e por enquanto, estacionário. Entretanto, o número daquelas que afetam direta e incisivamente o meio ambiente e os seres vivos é mais restrito – contido em 04 delas e em seus desdobramentos.

Este distúrbio no decorrer normal da vida é causado por acidentes radiológicos; estes, por sua vez, não estão restritos a uma instalação ou um reator nuclear (nesse caso, acidente nuclear), mas podem acontecer em praticamente qualquer lugar. Embora sob o ponto de vista ambiental e de exposição do público não sejam comparáveis aos acidentes nucleares (normalmente confinados às instalações do Ciclo do Combustível), em relação à dimensão da área e número de pessoas afetadas, os acidentes com materiais radioativos e fontes de RI ocorrem com maior frequência. Normalmente envolvem a exposição de pequeno número de pessoas, mas as doses podem ser altas.

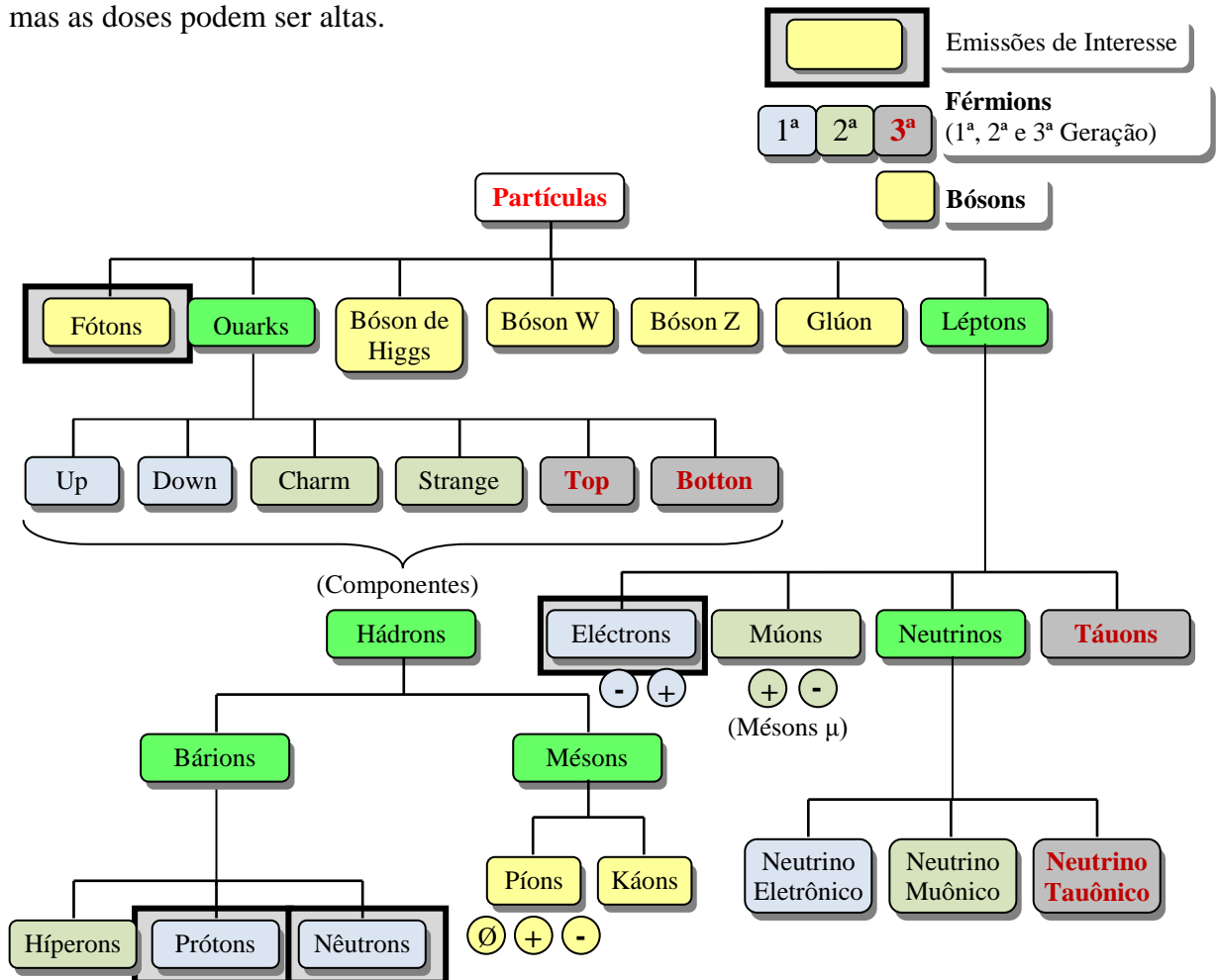
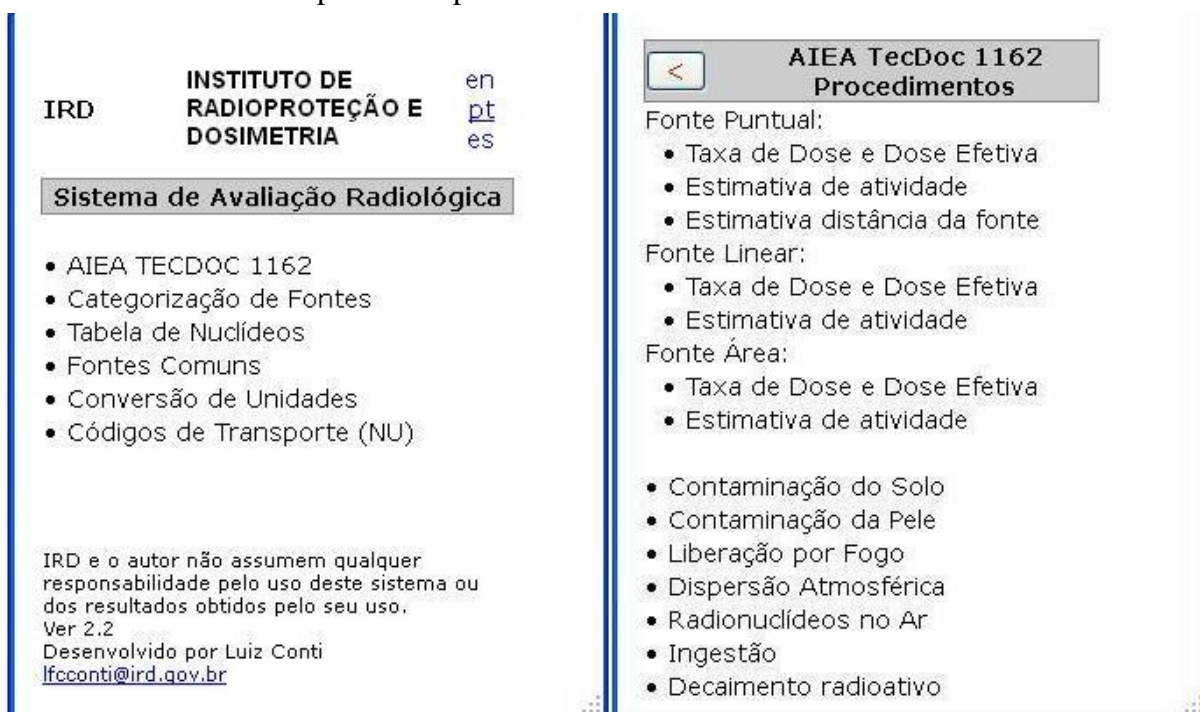


Gráfico IV-1 – Partículas Subatômicas

Para mensurar os efeitos desse restrito efetivo e com a finalidade precípua de facilitar a tomada de decisões acertadas – por ocasião de uma situação de Emergência Radiológica (ocasião em que as decisões são difíceis de serem acertadas, caso não se tenha uma boa preparação prévia), foi desenvolvido um sistema para avaliação de dose em decorrência de acidentes nucleares ou radiológicos, como uma ferramenta para o processo de tomada de decisão.

Este Sistema (incluindo BD com a descrição do decaimento radioativo, fatores de conversão de dose para diferentes geometrias ambientais de radionuclídeos com os tipos de radiação emitidas e suas respectivas energias) é composto por diversos modelos de previsão do comportamento ambiental dos radionuclídeos a curto, médio e longo prazo, para ambientes rurais e urbanos. A sua flexibilidade é suficiente o bastante para para simular a exposição de membros do público devido a pequenos acidentes envolvendo fontes individuais até acidentes nucleares de larga escala, com termos fontes mais complexos para o meio ambiente (em que pese que, nessas ocasiões, as alterações climáticas e a complexidade do relevo trabalhem de encontro à sua eficiência).

A Plataforma Sistema de Avaliação Radiológica – SAR<sup>16</sup> (ou SisAvalRad, para não confundir com a homônima Síndrome Aguda da Radiação) – foi construída de forma a permitir a avaliação instantânea da exposição ou fazer a previsão da exposição futura com base na simulação do comportamento dos radionuclídeos no meio ambiente e vias de exposição potenciais para os membros do público, levando em consideração o tipo de ambiente contaminado e a faixa etária das pessoas expostas.



**Figura IV-1** – Telas de Abertura

Seus dados de entrada podem ser obtidos por previsão de termo-fonte ou a informação de

<sup>16</sup> – SAR. Encontra-se em sua Versão 2.2a (de 04 Set 2013).

concentração de atividade no meio ambiente (a partir de modelos de dispersão ou ainda através de medidas ambientais, incluindo sistemas de monitoração “on-line”, levantamentos ambientais, medida direta utilizando espectrometria gama “in-situ” ou análise de amostras ambientais).

As informações obtidas são estimativas de dose para os membros do público em função da via de exposição, do tempo após a contaminação e da faixa etária. São também disponíveis valores de Taxa de Kerma no Ar ( $K_{Ar}$ ) e Concentração de Atividade (Bq/kg) em diferentes compartimentos ambientais como solo e alimentos, de forma a subsidiar o processo de decisão em relação à adoção destas medidas. (CONTI, Luiz Fernando de Carvalho, 2002)

## IV.2 – Base Conceitual

Todos os procedimentos e pormenores de acesso a este Sistema estão discriminados no ANEXO B (Telas do Sistema de Avaliação Radiológica – SAR/IRD) – ao qual se recomenda um acompanhamento paralelo.

Haja vista as características de um acidente radiológico (ou mesmo nuclear), o Sistema fornece informações rápidas o suficiente para a implementação de medidas de proteção e controle da exposição da população, em função do tipo de acidente e dos radionuclídeos envolvidos.

O aplicativo teve o seu código computacional desenvolvido no software Excel da Microsoft – fazendo o uso de planilhas para entrada de dados e parâmetros e da funcionalidade destas para a apresentação. O ponto de partida para todo o cálculo é a informação da Atividade (ou Concentração de Atividade dos radionuclídeos depositados em uma superfície gramada e plana, ou seja, permeável, e uniforme – a superfície de referência) em Bq-TBq/m<sup>2</sup> ou Ci-mCi/m<sup>2</sup>.

FONTE PUNTUAL Taxa de Dose & Dose Efetiva	
Radionuclídeo	<input type="text"/>
Atividade [Bq]	<input type="text"/>
Blindagem	Ar <input type="text"/>
Espessura [cm]	<input type="text"/>
Distância [m]	<input type="text"/>
Tempo Exposição [h]	<input type="text"/>
Resultados	
Taxa de Dose:	mGy/h
Dose Efetiva:	mSv

CONTAMINAÇÃO DO SOLO	
Radionuclídeo	<input type="text"/>
Deposição [Bq/m <sup>2</sup> ]	<input type="text"/>
Estrutura ou Local:	<input type="text"/>
Tempo [h/d]	<input type="text"/>
Resultados	
Dose Ambiente:	mSv/h
Dose Efetiva	
1º mês:	mSv
2º mês:	mSv
50 anos:	mSv

Figura IV-2 – Telas de inserção de Atividade (ou Concentração de Atividade)

Em que pese a implantação do SI, as unidades antigas (Curie – Ci, e seu submúltiplo o mCi) ainda são, por vezes e em muitos equipamentos, utilizadas. Em caso de necessidade, pode-se utilizar a Conversão de Unidades.

**Figura IV-3** – Tela de Conversão de Unidades

O sistema permite cálculos de transferência de radionuclídeos entre os compartimentos ambientais e a consequente dose em indivíduos do público (incluindo previsões de redução da dose após a aplicação de medidas de proteção e mitigadoras – vestimentas, distância e tempo). O código computacional é capaz de:

- estimar a taxa de dose e a dose acumulada em pessoas ou grupos de pessoas, como uma função do tempo;
- indicar a contribuição para esta exposição relativa a cada via de exposição; e
- avaliar possíveis medidas de proteção e mitigadoras e sua eficácia relativa, sob o ponto de vista de redução de doses.

O SAR repousa sobre uma BD que incluiu aspectos relevantes de comportamento ambiental e valores de parâmetros referentes a todos os radionuclídeos em uso no Brasil (naturalmente, essa BD pode ser aberta e alterada, de acordo com as conveniências de uma dada região) ou relevantes para acidentes em reatores e acidentes de reentrada de satélites na atmosfera terrestre. Ela inclui fatores de conversão de dose externa para diversas formas e geometrias de exposição do público previstas de ocorrerem, fatores de conversão de dose para ingestão e inalação (Radionuclídeos no Ar) para diferentes faixas etárias (Ingestão) e esquema de decaimento e energia da radiação emitida pelos diferentes radionuclídeos.

Existem variações nas concentrações de atividade nos diversos compartimentos e nas trocas que ocorrem entre eles, assim como (após alguns anos) os processos que afetam as concentrações de atividade – o decaimento radioativo e os efeitos de intemperismo. Em face disto, o SAR apresenta apresenta – em 04 oportunidades, a variável tempo em seus cálculos (Contaminação do Solo – com resultados para o 1º e 2º meses e 50 anos; radionuclídeos no Ar e Ingestão, quando se emprega o artifício do Decaimento Radioativo – no caso da Ingestão, os resultados são expresso por faixas etárias).

### **IV.3 – Analisando a Ferramenta SAR**

O aplicativo SAR é dinâmico e integrado. Caso se trabalhe com uma fonte de uso consagrado (Fontes Comuns), uma vez escolhida a sua atividade típica, o radionuclídeo e sua respectiva atividade serão mantidos e esta última utilizada – na Categorização de Fontes e na Tabela de Radionuclídeos (com suas emissões e respectivas energias, até 05 por emissão – ver Figuras B-7 e B-8).

### 1. IAEA TecDoc 1162<sup>17</sup> (Procedimentos):

**a. Fonte Puntual:** Utilizando-se os dados e tabelas constantes no TecDoc 1162, esta etapa nos permite estimar:

- a Dose Efetiva (**E**, em Sv) e a Taxa de Dose (**D**, em mGy/h), em termos de Kerma no Ar ( $K_{Ar}$ ), de fontes pontuais de atividade conhecida;
- a Atividade (**A**, em Bq ou Ci) de uma fonte pontual a partir dos resultados de medição de Taxa de Dose e da distância entre o ponto de medida e essa fonte; e
- a distância da fonte a partir de duas medições de Taxa de Dose (**D**, em mGy/h), em posições diferentes – os cálculos são efetuados tendo-se por base a Taxa de Dose a uma distância de 1,0m da fonte, utilizando a Lei do Inverso do Quadrado da Distância ( $1/d^2$ ).

O procedimento utiliza os valores de Doses Efetivas e Taxas de Dose calculadas, previamente, a 1m de uma fonte pontual; assume-se que não existe blindagem e pode ser usado para estimar Doses Efetivas para o público ou para trabalhadores em emergência ou, ainda, para estimar as leituras esperadas dos instrumentos (por exemplo, quando se planeja a procura de uma fonte extraviada). Caso se inclua uma blindagem nos cálculos, o resultado obtido representará o limite inferior da Dose (já se encontra embutido o valor da Camada Semi-Redutora).

**Figura IV-4** – Telas de uma Fonte Puntual (entrada e saída de dados)

<sup>17</sup> – **TecDoc 1162**. Generic Procedures for Assessment and Response during a Radiological Emergency – Versão 2000 (entretanto, já se encontra disponível a Ed 2013).



**b. Fonte Linear e de Área (ou Derramamento):** Existem situações em que não se pode considerar uma fonte como sendo puntual.

Neste caso, os procedimentos implementados na letra **a.** deverão sofrer modificações; podemos nos deparar com dois tipos de geometria usualmente empregados (além da puntual):

– a linear. Assumida como sendo infinita; e

**Figura IV-5** – Telas de uma Fonte Linear

– a de área (ou derramamento de soluções contendo material radioativo). Neste caso, utilizamos o artifício de um círculo de raio conhecido.

**Figura IV-6** – Telas de uma Fonte de Área (ou Derramamento)

É interessante notarmos que, em comparação com as Fontes Puntuais, foram introduzidas as seguintes alterações:

- ▶ ausência de blindagem;
- ▶ Atividade expressa em Bq/m ou Bq/m<sup>2</sup>;
- ▶ Raio da Área (m) além da distância até a superfície da fonte.

**c. Contaminação do Solo:** Este procedimento visa o cálculo da dose efetiva, englobando a dose externa e a dose comprometida.

Isso é decorrente de inalação de material ressuspensado e resultante da permanência em solo contaminado por um período de tempo que pode ser o primeiro mês, o segundo mês ou a vida inteira (50 anos) após a contaminação – considerando-se os efeitos do decai-

mento radioativo e a influência das doses citadas. Além disso, considera-se a blindagem oferecida pelas edificações – ou mesmo a distância dessas do solo, como pilotis, etc (Estrutura ou Local), durante uma fração do dia.

**CONTAMINAÇÃO DO SOLO**

Radionuclideo

Deposição [Bq/m<sup>2</sup>]

Estrutura ou Local: Nenhum

Tempo [h/d]

**Resultados**

Dose Ambiente: mSv/h

Dose Efetiva

1º mês:	mSv
2º mês:	mSv
50 anos:	mSv

**Figura IV-7** – Tela de Contaminação do Solo

**d. Contaminação da Pele:** Essa modalidade de contaminação pode ser, principalmente, creditada à radiação Beta. A Dose Efetiva (**E**) Beta na pele é estimada em função da concentração do radionuclídeo no ar, da taxa de deposição deste na pele e vestimentas (neste caso, atuam como “blindagem” – ao mesmo tempo em que acumulam a contaminação), e de sua retenção.

**CONTAMINAÇÃO DE PELE E ROUPAS**

Radionuclideo

Atividade [Bq]

Fator de Blindagem  ?

Tempo Exposição [h]

**Resultados**

Dose Ef. Beta: mSv/h

Roupas de Verão: 0,2 - 0,3  
Roupas de Inverno: 0,001

**Figura IV-8** – Tela de Contaminação da Pele (detalhe da “blindagem”)

A dose na pele parece ser crítica somente em acidentes envolvendo, predominantemente, Estrôncio (<sup>90</sup>Sr – T<sub>1/2</sub> de 29a) e Ítrio (<sup>88</sup>Y – T<sub>1/2</sub> de 106d). Se o material for transportado pela atmosfera, a importância reside nos gases nobres. Para outros radionuclídeos torna-se insignificante quando o valor é comparado ao de outras Vias de Exposição (IAEA, 2000). (CONTI, Luiz Fernando de Carvalho, 2002)

**e. Inalação da Pluma:** Nesta parte da Ferramenta SAR, avalia-se a Dose Efetiva e a Equivalente Comprometida (**E** e **H<sub>T</sub>**) devido à inalação, uma

**Figura IV-9** – Tela de apresentação de Inalação na Pluma (Radionuclídeos no Ar)

vez que radionuclídeos liberados para a atmosfera vão levar à exposição por irradiação externa e por inalação (**A**) devido à passagem da pluma. Entretanto, os resultados referentes à tireóide (**B**) somente serão apresentados quando da seleção de um radionuclídeo que seja assimilado por aquela glândula.

Durante a dispersão, os radionuclídeos podem ser depositados no solo, em função de sua forma física. Podem, ainda, ser transferidos de volta à atmosfera pela ação do vento ou por perturbação mecânica (ressuspensão). Este procedimento trata apenas da inalação direta dos radionuclídeos da pluma e sofre os efeitos do decaimento radiológico do radionuclídeo.

#### **f. Dispersão Atmosférica (Avaliação da Concentração de Radionuclídeos no Ar):**

Os radionuclídeos, após serem liberados na atmosfera, vão se dispersar e a concentração ao nível do solo, a uma distância específica, definida a partir do ponto zero, vai depender da quantidade liberada e das condições meteorológicas locais. A isto se somam (entre outros):

- a altura dessa liberação,
- a quantidade de calor contida na liberação;
- a ocorrência de precipitação sobre o terreno; e
- as propriedades químicas e físicas do material liberado.

A melhor maneira de se avaliar concentrações de radionuclídeos no ar é por meio de medidas. Entretanto, na ausência dessas medidas, o método aqui apresentado fornece uma estimativa aproximada. Este procedimento é válido apenas se:

- ▶ a taxa de liberação, a direção e a velocidade do vento são constantes;

- ▶ as condições meteorológicas e do terreno são simples;
- ▶ a liberação é a nível do solo;
- ▶ não há ocorrência de chuvas; e,
- ▶ há apenas um ponto de liberação.

**DISPERSÃO ATMOSFÉRICA**

Radionuclideo: [dropdown]  
 Liberação [Bq/s]: [input]  
 Vel. Vento [m/s]: [input] ?  
 Distância [km]: [dropdown] ?  
 Classe Estabilidade: [dropdown] ?

**Resultados**  
 Conc. no Ar: [input] Bq/m<sup>3</sup>

**Observação**

	Velocidade [m/s]
fumaça sobe verticalmente	0.3
Desvio da fumaça indica a direção; não se sente o vento na face	1
Vento sentido na face; folhas e cata-vento se movem	2 - 3
Folhas e galhos se movem; vento abre bandeira	4 - 5
Movimento de poeiras, papéis e galhos	6 - 7
Pequenas arvores balançam	8 - 9
Grandes galhos se movem, cabos balançam	10 - 12
Arvores inteiras em movimento	13 - 15
Quebra de galhos finos; dificuldade de locomoção	16 - 18
Ocorrência de danos estruturais leves	19 - 21
Árvores arrancadas com raiz; danos estruturais	22 - 25
Rara, danos generalizados	> 25

**RELAÇÃO ENTRE CLASSES DE ESTABILIDADE E CONDIÇÕES DE TEMPO**

Vel. Vento [m/s]	Insolação diurna (radiação solar)			Condições noturnas		Dia ou Noite
	Forte	Moderada	Leve	cobertura fina ou >4/8 sem nuvem	<3/8 sem nuvem	
<2	A	A-B	B	-	-	D
2	A	B	C	E	F	D
4	B	B-C	C	D	E	D
6	C	C-D	D	D	D	D
>6	C	D	D	D	D	D

**Figura IV-10** – Telas de Inalação na Pluma (Radionuclídeos no Ar) – Suporte

**g. Ingestão:** Assim como a inalação, a ingestão é uma via de exposição a um dado radionuclídeo.

A estimativa da dose efetiva por ingestão de alimentos contaminados ou poeira existente em locais contaminados pode ser calculada, uma vez que se tornem disponíveis os resultados de concentração de radionuclídeos em alimentos.

Aqui temos, condicionando os cálculos e impondo variáveis, os hábitos alimentares de cada população em certa região – que poderá incluir ou excluir determinados radionuclídeos, em face de sua dieta alimentar. Além disso, este procedimento também pode ser utilizado para a ingestão de poeira. Neste caso, a ingestão é a seguinte:

Ingestão (mg/d)	Máxima	Média
<b>ADULTO</b>	100	25

Ingestão (mg/d)	Máxima	Média
<b>CRIANÇA</b>	500	100

**Tabela IV-1** – Taxa de Ingestão de poeira

Note que uma criança ingere de 4 a 5 vezes mais poeira que um adulto (em situações normais); este fato deve-se ao metabolismo mais acelerado da criança e à sua maior proximidade com o solo.

**Figura IV-11** – Tela de Ingestão (Alimento e/ou Poeira)

- h. Decaimento Radioativo:** Para os radionuclídeos de  $T_{1/2}$  curta ou média, este fator pode influenciar nas medidas de proteção que podem vir a ser implementadas.

**Figura IV-12** – Tela de Cálculo do Decaimento Radioativo

Uma vez que se tem a atividade inicial de um radionuclídeo (em uma fonte) – em uma determinada data, e utilizando-se a  $T_{1/2}$  inerente a cada radionuclídeo (que é, como a sua assinatura espectral, única – e diferente entre os isótopos de um mesmo elemento), pode-se calcular a atividade do mesmo em um tempo posterior.

Com as tabelas embutidas da Ferramenta SAR, usando-se a atividade específica do radionuclídeo e conhecendo-se a sua massa, pode-se calcular a sua atividade final.

#### IV.4 – Modelos Genéricos

Como pudemos observar, os modelos apresentados são aplicáveis a pequenos acidentes – envolvendo fontes apenas um radionuclídeo (ou, mesmo, poucos), ou a contaminação de pequenas áreas. Os cálculos consideram fontes pontuais, lineares ou uma área e os principais resultados fornecidos pelo modelo são (para uma fonte de atividade conhecida):

- Taxa de Dose ambiente; e
- Dose integrada (em um intervalo de tempo  $\Delta t$  definido).

Estas informações vão permitir a tomada de decisão, por exemplo, em relação a:

- isolamento de áreas;
- tempo de permanência, em função da distância da fonte; e
- cálculo retrospectivo, em função da ocupação da área antes do isolamento (ou antes da remoção da fonte).

O modelo permite também estimar a atividade de uma fonte a partir de uma medida de Taxa de Dose a uma determinada distância da fonte. Este modelo também inclui a possibilidade de estimar a dispersão e a concentração no ar a uma determinada distância da fonte, a partir de uma taxa de liberação constante, em função da velocidade do vento e da classe de estabilidade atmosférica predominantes.

Este procedimento só deve, porém, ser utilizado como uma aproximação grosseira, ou limitado a liberações muito curtas em áreas bastante simples e planas, uma vez que não considera a alteração de direção ou velocidade de vento, nem de classe de estabilidade atmosférica, nem efeitos decorrentes da presença de prédios próximos ao ponto de liberação ou deformação de campos de ventos por presença de acidentes geográficos tais como morros, vales de rios, etc. Uma liberação com duração de mais de 4 horas, mesmo em condições de geografia favorável já torna necessário a aplicação de modelos mais precisos, devido à variabilidade normal de condições atmosféricas, de um modo geral. (CONTI, Luiz Fernando de Carvalho, 2002)

Entretanto, quando se estuda acidentes radiológicos, notamos que os mesmos restringem-se a áreas limitadas, com pouca ressuspensão. Com estas condicionantes e observando-se as limitações impostas, o SAR é uma esplêndida ferramenta auxiliar para auxiliar a tomada de decisão, quando da ocorrência de uma situação de emergência.

## V – A TOMADA DE DECISÃO – SITUAÇÕES DE EMERGÊNCIA RADIOLÓGICA (ACIDENTES)

### V.1 – Preâmbulo:

No curso da pesquisa e do desenvolvimento para a aplicação da energia atômica e da tecnologia nuclear, um número de acidentes ocorreu. Alguns desses acidentes têm resultado em efeitos significativos para a saúde e, ocasionalmente, em consequências fatais.

Entretanto, as tecnologias que fazem uso de RI estão cada vez mais difundidas em todo o mundo e instalações que utilizam fontes de radiação para a produção de energia e outras finalidades – como a radioterapia, a esterilização de produtos e a conservação dos gêneros alimentícios, e a radiografia industrial (por meio de Raios Gama) – requerem cuidados especiais no projeto e operação de equipamentos a fim de se evitarem danos aos trabalhadores e/ou ao público. A experiência tem mostrado que tal tecnologia é, geralmente, utilizada de maneira segura, mas existem ocasiões em que as medidas de segurança e controle são menospressadas e negligenciadas e, então, graves acidentes se seguiram.

O UNSCEAR – United Nation Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (estabelecido pela ONU em 1955), publica um levantamento dos acidentes envolvendo fontes de RI desde os primórdios de sua utilização em vias pacíficas.

Tipo de Acidente	1945 a 1965	1966 a 1986	1987 a 2007
Instalações Nucleares	19	12	04
Indústrias	02	50	28
Fontes Órfãs	03	15	16
Pesquisa/Acadêmicos	02	16	04
Uso Médico <sup>(a)</sup>	Desconhecido	18	14

**Obs:** (a) A IAEA e o ICRP têm catalogado mais de 100 acidentes em radioterapia. A tabela acima considerou, apenas, os casos mais graves.

**Tabela V-1** – Número de acidentes com efeitos determinísticos ou exposições significativas da população (baseado em informações publicadas; exclui atos criminosos e testes nucleares)

**Fonte** – UNSCEAR 2008 (Anexo C<sup>18</sup>).

Tipo de Acidente (Local)	Total	1945 a 1965		1966 a 1986		1987 a 2007		Total	
		Mortes	E.E (b)	Mortes	E.E (b)	Mortes	E.E (b)	Mortes	E.E (b)
Instalações Nucleares	<b>35</b>	13	42	34	123	03	02	50	167
Indústrias	<b>80</b>	□	08	03	61	06	51	09	120

<sup>18</sup> – UNSCEAR. Sources and Effects of Ionizing Radiation (Ed 2008) – Vol II/An C-Radiation Exposures on Accidents. Vienna, 2011

Tipo de Acidente (Local)	Total	1945 a 1965		1966 a 1986		1987 a 2007		Total	
		Mortes	E.E (b)	Mortes	E.E (b)	Mortes	E.E (b)	Mortes	E.E (b)
Fontes Órfãs	34	07	05	19	98	16	205	42	308
Pesquisa/Acadêmicos	22	□	02	□	22	□	05	□	29
Uso Médico	(a)	Desconhecido		04	470	42	153	46	623
<b>TOTAL</b>	<b>171</b>							147	1247

**Obs: (a)** □ 32 casos em Medicina Nuclear:

□ 13 casos com fontes seladas.

**(b)** Efeitos Determinísticos graves (Early Effects).

**Tabela V-2** – Número de mortes e afetados deterministicamente em consequência de acidentes com RI (baseado em informações publicadas; exclui atos criminosos e testes nucleares)

**Fonte** – UNSCEAR 2008 (Anexo C)

De uma forma geral, os acidentes em instalações nucleares (aquelas ligadas ao Ciclo do Combustível Nuclear) têm uma estrutura de resposta bem elaborada e um controle rigoroso, por parte das autoridades governamentais. Os acidentes no ambiente acadêmico e de pesquisa, normalmente, envolvem profissionais altamente competentes, cientes dos riscos e que, por algum descuido (ou no afã de se obter um sucesso rápido), incidiram em erros, algumas vezes, fatais.

O cerne da questão surge quando se aborda a situação das fontes utilizadas na indústria (medidores de nível e de espessura, irradiadores) e das fontes órfãs – e, até mesmo, aquelas seladas e de uso médico quando saem do controle. Invariavelmente, não se tem uma estrutura pronta para um atendimento imediato uma vez que entra em cena o cidadão comum, do público, que desconhece os detalhes técnicos e os riscos inerentes à proximidade com uma fonte radioativa. Ao contrário dos demais acidentes, nesses últimos, a fonte sai de seu local de guarda e se desloca sem o controle e/ou o conhecimento das autoridades, contaminando e irradiando.

Passaremos, agora, a analisar algumas dessas situações.

## V.2 – O Acidente Radiológico em Cochabamba (Bolívia)<sup>19</sup>

### V.2.1 – Antecedentes:

Em abril de 2002 um acidente envolvendo uma fonte de radiografia industrial contendo <sup>192</sup>Ir ocorreu em Cochabamba, na Bolívia (a cerca de 400 km da capital - La Paz) e levou à superexposição de 2 funcionários da empresa operadora além de membros do público. A fonte permaneceu exposta, dentro do tubo guia, sem o conhecimento do operador, após a utilização e foi transportada nesta condição em um ônibus, por cerca de 8 horas.

O porta-fonte defeituoso – AEA Technology-QSA Inc Model 660, foi enviado de volta

<sup>19</sup> – IAEA. The Radiological Accident in Cochabamba – STI/Pub #1199. Vienna, 2004.



para a sede da empresa, localizada em La Paz, juntamente com outros equipamentos, como carga em um ônibus de passageiros. Isso deu origem a um potencial de exposição séria para os passageiros de ônibus, bem como para os funcionários da empresa que estavam usando e transportando a fonte.



**Figura V-1** – Irradiador AEA Technology-QSA Inc Model 660 (envolvido no acidente) – Esq e preparado para a viagem em ônibus de carreira – Dir.

**Fonte** – IAEA. STI/Pub #1199. Vienna, 2004

O Governo da Bolívia formalmente solicitou a assistência da AIEA ao abrigo da Convenção sobre Assistência em Caso de Acidente Nuclear ou Emergência Radiológica. A IAEA, em resposta, montou e enviou àquele país uma equipe composta de altos especialistas em segurança de radiação e em patologias decorrentes da exposição às radiações ionizantes oriundos do Brasil, do Reino Unido e da AIEA para investigar o acidente.

### V.2.2 – Dados Numéricos:

No momento do acidente, a atividade da fonte era – no dia 13 de abril de 2002, de 0,67 TBq (ou 18 Ci). O operador não percebeu o desligamento do porta-fonte do cabo-guia, permanecendo no interior do tubo-guia); das 11:30 h até às 12:00 h, ele tentou resolver o problema. Mais tarde, ficou exposto por 08:00h a uma, aproximadamente, 1.0 m da fonte – a Dose, estimada pelo IBTEN, foi de 0,72 Gy.

Por sua vez, o IBNORCA – Instituto Boliviano de Normalización y Calidad (semelhante ao nosso IMETRO), chegou às seguintes conclusões:

TAREFA	TEMPO (min)	DISTÂNCIA (m)	DOSE (Gy)
Arrumar o Equipamento	20	2.00	2.7e-02
Desconectar a Fonte		0.25	4.4e-01
Ligação para La Paz	30	2.00	4.1e-02
Comprando Gasolina	20	(sem exposição)	
Embalando o Equipamento	15	0.25	3.3e-01
Conduzindo o Equipamento até o terminal de Embarque		0.50	8.2e-02

TAREFA	TEMPO (min)	DISTÂNCIA (m)	DOSE (Gy)
<b>TOTAL</b>			9.2e-01

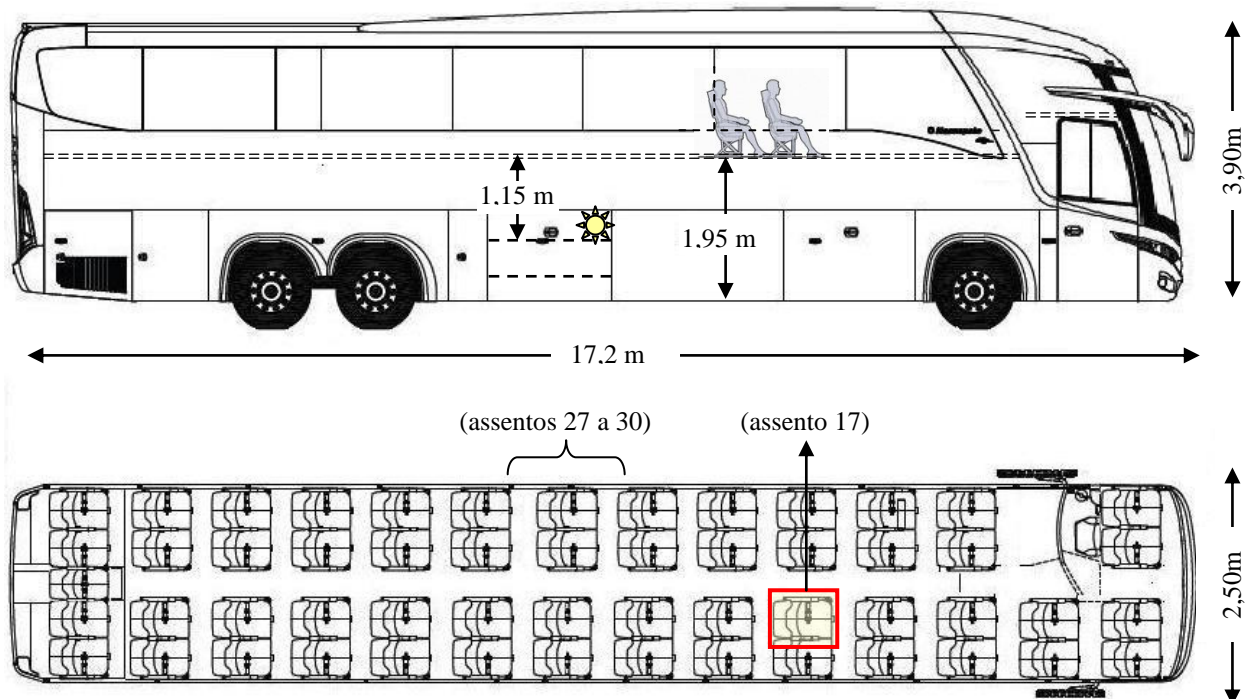
**Tabela V-3** – Doses estimadas para o Operador  
**Fonte** – IAEA. STI/Pub #1199. Vienna, 2004

Como foi comprovado, pela IAEA, ambas as estimativas estavam erradas.

O prazo das exposições dos passageiros do ônibus foi, razoavelmente, bem definido. Para a maioria deles, computou-se o período de oito horas (das 16:00 às 24:00 h – respectivamente, horários de partida de Cochabamba e de chegada a La Paz). Existem algumas variações – a duração de menos 30 minutos para os 22 passageiros que embarcaram no trajeto, além do tempo extra dentro do coletivo, antes de sua partida. Além disso, passou-se algum tempo fora do ônibus, durante a parada para o jantar.

No entanto, essas diferenças são pequenas em comparação com outros fatores que podem influenciar as estimativas de doses para os passageiros e o elemento chave para se determiná-las residiu em sua localização em relação à fonte no porta-malas do veículo. Sabe-se em qual dos compartimentos de bagagem a fonte foi colocada.

Após 8 horas de viagem, o equipamento foi resgatado pela empresa e levado (de taxi) até a sua sede, onde se constatou, por meio de medições, que a fonte continuava exposta. O trabalho na empresa levou entre 30 e 45 minutos, durante os quais a exposição continuou.



**Figura V-2** – Planta do ônibus e local de transporte do Irradiador Mod 660.

**Fonte** – IAEA. STI/Pub #1199. Vienna, 2004

As autoridades bolivianas realizaram os cálculos baseados, simplesmente, na lei do

inverso do quadrado; não levaram em consideração as características de blindagem pela lateria/piso do veículo, ou mesmo por outros objetos no compartimento de carga.

Apesar do IBNORCA ter concluído que as maiores Doses foram atribuídas aos assentos 27 a 30, a IAEA, quando da reconstrução do incidente obteve as seguintes Doses, por assento:

ASSENTO	DOSE MÁXIMA (Gy)	DOSE MÉDIA (Gy)
17	0.500	0.185
18	0.115	0.070
16	0.155	0.070
09	0.070	0.040
25		0.035
24	0.040	
10		
26	0.010	0.010
34	< 0.010	
04		

**Tabela V-4** – Resultados das Doses obtidos quando da Reconstrução pela AIEA

Fonte – IAEA. STI/Pub #1199. Vienna, 2004

Por sua vez, o IBETN estimou a seguintes doses para os passageiros do ônibus, levando-se em consideração a colocação da fonte em três distâncias diferentes:

ASSENTO (Nr)	DOSE por Plataforma (Gy)		
	Superior	Média	Inferior
01 a 04	0.02		
05 e 06	0.03		
07 a 10	0.04		
11 a 14	0.07		0.06
15 a 18	0.14	0.12	0.09
19 a 22	0.38	0.24	0.16
23 a 26	1.64	0.52	0.24
27 a 30	2.77	0.52	0.24
31 a 34	2.29	0.52	0.23
35 a 38	0.52	0.29	0.17
39 a 42	0.17	0.14	0.11
43 a 46	0.09	0.08	0.07
47 a 50	0.05		0.04
51 a 55	0.03		

**Tabela V-5** – Doses estimadas pelo IBTEN para os passageiros do ônibus (por assento)

Fonte – IAEA. STI/Pub #1199. Vienna, 2004

### V.2.3 – Aplicação da Ferramenta SAR:

Com o uso da Ferramenta SAR/IRD, as estimativas ganhariam corpo como cálculos e, naturalmente, as medidas de proteção poderiam ser mais bem implementadas.

**FONTES COMUNS**

Fonte:  
Ir-192 Radiografia industrial

**Atividade (TBq)**

Max : 7.4E+00  
 Min : 1.9E-01  
 Tipica: 3.7E+00

**TABELA DE NUCLÍDEOS**

Radionuclideo Ir-192

**Resultados (até 5 energias)**

T1/2 : 2.028e-1 anos

E(keV)	Emissão%	Filho
<b>Beta (média)</b>		
208.9	48.1	
161.1	41.5	
70.8	5.6	
<b>Elétron</b>		
2.5	18.0	
7.4	4.6	
238.1	4.5	
9.7	2.9	
217.6	1.9	
<b>Gama</b>		
316.5	82.8	
468.1	47.8	
296.0	29.0	
308.4	29.7	
604.4	8.2	

**Figura V-3** – Telas de Fontes Comuns (Acima) e Tabela de Nucleotídeos (Dir)

Antes de prosseguirmos, vamos comparar as Doses estimadas pelo IBNORCA (próxima página) e os que seriam obtidos, por cálculo, utilizando-se a Ferramenta SAR/IRD:

**FONTE PUNTUAL Taxa de Dose & Dose Efetiva**

Radionuclideo Ir-192

Atividade [Bq] 6.7e+11

Blindagem Ar

Espessura [cm] 0

Distância [m] 0.25

Tempo Exposição [h] 0.33

**Resultados**

Taxa de Dose: 1.50e+3 mGy/h  
Dose Efetiva: 2.94e+2 mSv

**FONTE PUNTUAL Taxa de Dose & Dose Efetiva**

Radionuclideo Ir-192

Atividade [Bq] 6.7e+11

Blindagem Ar

Espessura [cm] 0

Distância [m] 0.50

Tempo Exposição [h] 0.25

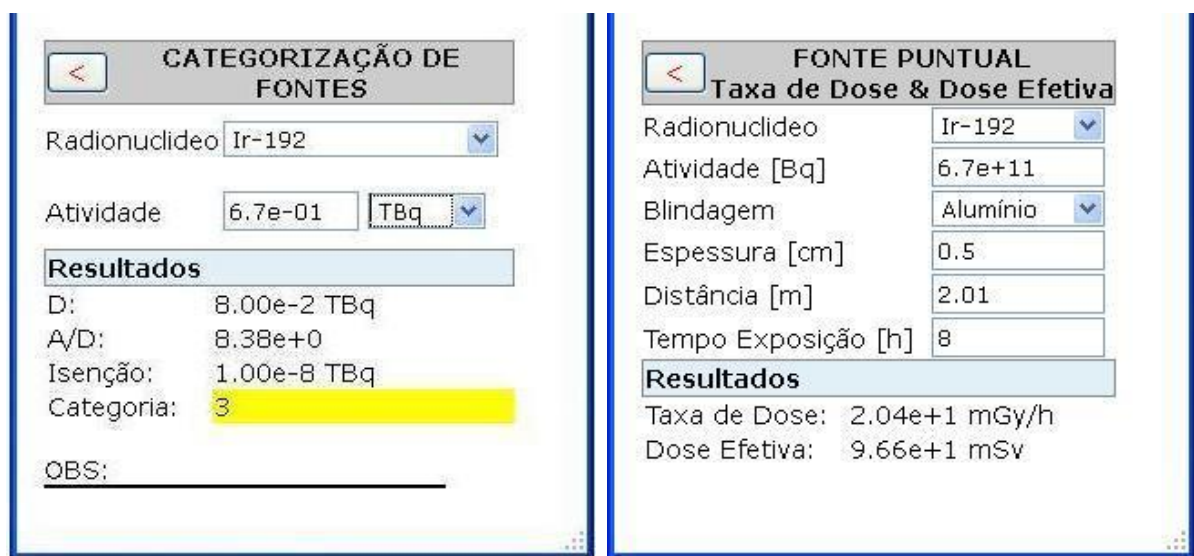
**Resultados**

Taxa de Dose: 3.75e+2 mGy/h  
Dose Efetiva: 5.56e+1 mSv

**Figura V-4** – Telas Comparativas entre o SAR e os resultados apresentados pelo IBNORCA.

TAREFA	TEMPO (min)	DISTÂNCIA (m)	DOSE (Gy)
Desconectar a Fonte	20	0.25	4.4e-01
Conduzindo o Equipamento até o terminal de Embarque	15	0.50	8.2e-02

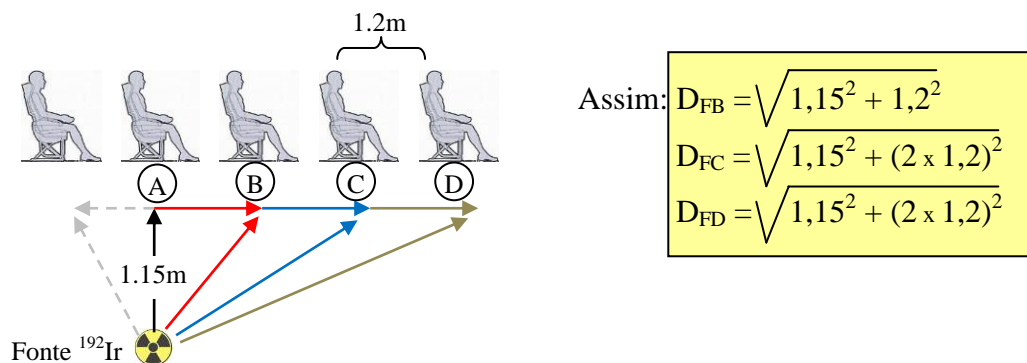
Observando-se a Tabela II-3 e nos valendo do aplicativo de Categorização de Fontes, verificamos que se trata de uma fonte perigosa (Categoria 3) – apesar de ter, apenas, 18% da atividade típica de uma fonte de Radiografia Industrial (Figura V-3 –  $0.67 \text{ TBq} \approx 35\%$  de  $3.7 \text{ TBq}$ ); a atividade da fonte ( $6.7\text{E}-01 \text{ TBq}$ ) situava-se acima do mínimo para aquela prática (3,5x maior).



**Figura V-5** – Telas de Categorização de Fontes e de Cálculo de Taxa de Dose da fonte de  $^{192}\text{Ir}$

Trabalhando-se com a pior hipótese [a da fonte ter sido colocada na plataforma mais elevada – e próxima ao deque dos passageiros (1,15m)] e tendo-se em vista a altura dos bancos (aproximadamente 0,40 m), a tela de cálculo de Taxa de Dose e Dose Efetiva nos mostra à qual os órgãos vitais ficaram expostos.

De igual maneira – e utilizando-se a geometria, pode-se calcular a Taxa de Dose e a Dose efetiva para assentos localizados em posição diversa à da perpendicular da fonte.



**Figura V-6** – Geometria de irradiação para assentos em diferentes distâncias

Tendo-se por base os resultados alcançados pelo IBNORCA (Dose de 0.92 Gy para o Operador – Tabela V.3) e lançando mão dos valores já conhecidos – espessura do piso (“blindagem”) do ônibus e distância da fonte até os órgãos vitais (colocada no nível superior e a 1,15m do piso; portanto, a pior hipótese) – chegamos a uma Estimativa da Atividade bem superior que àquela informada.

FONTE PUNTUAL Estimativa da Atividade	
Radionuclideo	Ir-192
Blindagem	Alumínio
Espessura [cm]	0.5
Distância [m]	2.01
Taxa de Dose [mGy/h]	9.2e+2
<b>Resultados</b>	
Atividade:	3.03e+13 Bq

**Figura V-7** – Tela de Estimativa de Atividade utilizando a Dose estimada pelo IBNORCA

### V.3 – O Acidente Radiológico em Nueva Aldea (Chile)<sup>20</sup>

#### V.3.1 – Antecedentes:

O acidente aconteceu em 14 de dezembro de 2005, em uma fábrica de celulose (em construção) em Nueva Aldea – Departamento de Concepción, Chile; envolveu uma fonte de <sup>192</sup>Ir de radiografia industrial (gamagrafia).

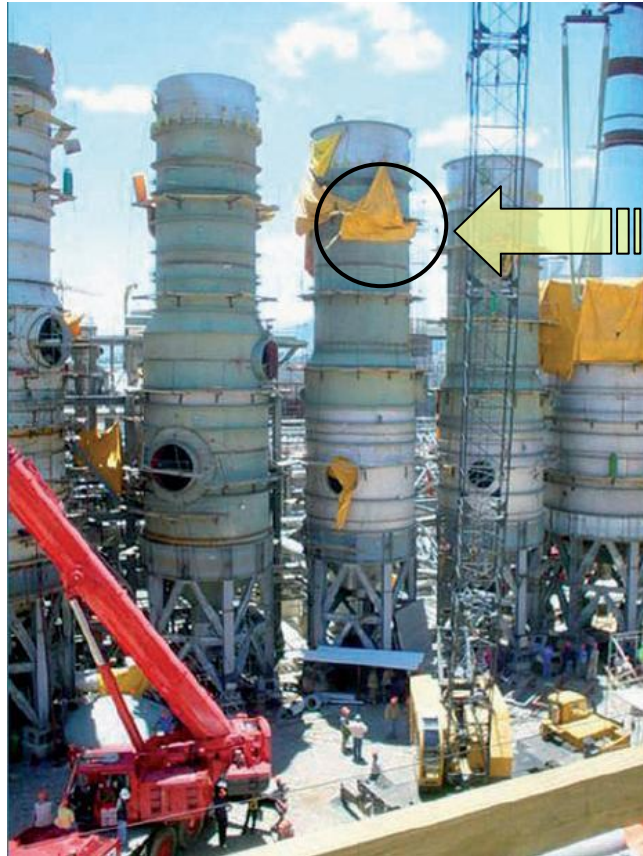
Naquela noite, um técnico de radiologia e seus dois assistentes de radiografia, estavam realizando radiografias na plataforma de uma torre (a cerca de 20 m acima do solo). Depois de completar a quarta exposição, o equipamento foi desmontado com a finalidade de ir para uma nova posição de uso. Entretanto, naquele momento, o porta-fonte se soltou e caiu, despercebidamente, para fora do tubo-guia (quando da liberação deste do irradiador) e sobre a plataforma da torre. Nada foi constatado – pois o dosímetro sonoro estava desligado, e a equipe continuou “radiografando” as conexões sem alteração alguma.

Profissional	TLD	
	Código	Leitura (em mSv)
Assistente D	0963	35.76
Assistente H	1124	07.13
Técnico	0102	00.67

**Tabela V-6** – Resultado da leitura dos TLD da Equipe de Radiografia Industrial

Fonte – IAEA. STI/Pub #1389. Vienna, 2009

<sup>20</sup> – IAEA. The Radiological Accident in Nueva Aldea – STI/Pub #1389. Vienna, 2009



**Figura V-8** – Local de perda do controle da fonte (Torre #3)

No dia seguinte, um trabalhador encontrou a fonte e – não a reconhecendo como tal, a pegou com as mãos nuas, segurando-a e colocando-a no bolso de trás de seu macacão. Como, após algum tempo, começou a sentir certo calor no local, a retirou e passou para o bolso externo de sua jaqueta – por um breve espaço de tempo.

Deste momento até aquele em que se desfez da fonte, pelo menos cinco pessoas foram altamente expostas à fonte (incluindo um integrante da equipe de radiografia que permaneceu de pé junto à fonte caída, inadvertidamente).

O desfecho final ocorreu quando um especialista da empresa (de origem finlandesa), que se encontrava nas proximidades, teve seu dosímetro disparado, em face das emissões da fonte; ele determinou que o a fonte fosse jogada dentro de um tubo metálico, para posterior resgate.

Várias pessoas foram irradiadas, por diferentes períodos de tempo a distâncias.

### **V.3.2 – Dados Numéricos:**

No momento do acidente – no dia 14 de dezembro de 2005, a atividade da fonte era de 3.33 TBq (90 Ci).

Para um melhor entendimento, usaremos o critério de letras (utilizado pela IAEA) para designar os trabalhadores envolvidos.

Eram 11h20minh quando, no dia seguinte ao extravio (despercebido) da fonte, o operário A a encontrou e segurou com as mãos nuas por cerca de 15 min; a seguir, a colocou no bolso de trás da calça e – como começou a sentir um certo calor, após 10 min, a colocou (brevemente) no bolso externo de sua jaqueta, quando chegou o operário B.

Base de Estimativa	Dose (Gy)	
	de Corpo Inteiro	Local – Nádega Esquerda <sup>(a)</sup>
Manifestação Clínica	1.0 a 2.0	□
Aberrações Cromossômicas	1.3	
Reconstrução da Dose Física	1.3 a 1.5	940 a 1600

**Obs:** (a) Dose na superfície com diminuição acentuada na profundidade.

**Tabela V-7** – Resumo dos resultados da Dose Preliminar Estimada para o Operário A  
**Fonte** – IAEA. STI/Pub #1389. Vienna, 2009

O operário A tirou a fonte do bolso e mostrou ao seu colega B, que a pegou com as mãos (calçadas com luvas de couro) e a examinou por uns 10 min, devolvendo-a ao operário A que a aproximou dos olhos, para melhor visualização, por uns 2 min. Como começou a sentir uma sensação de calor em suas mãos esquerda e ardência em sua face direita, o operador A deixou a fonte com o operador B e desceu da torre nº 3 para se lavar. Após 15 min, B também desceu e – em face de a escada era íngreme e estreita, a fonte estava a em sua mão e próxima ao rosto. Na base da torre, ele reencontrou o operário A.

Na parte inferior da torre eles se reuniram ao seu supervisor e após mostrarem-lhe a fonte, este a segurou por cerca de 5 min; assim como o operário B, o supervisor, também, usava luvas de couro. Depois, e nos os próximos 5 min, A e o supervisor deslocaram-se até o escritório para mostrarem o achado feito pelo operário A. O operário B, que não os acompanhou mais, permaneceu em contato ou próximo à fonte por 15 min.

Intervalo de Dose	Efetivo de Trabalhadores			
	Andaimes e Montagem	Radiografia	Outros	TOTAL
0.0<E≤5.0	61	0	9	70
5.0<E≤50	106		24	130
50<E≤100	9	1	5	15
100≤E	25	3	8	36
<b>TOTAL</b>	201	4	46	251

**Tabela V-8** – Resultados das avaliações (Dose dos turnos noturno e diurno)  
**Fonte** – IAEA. STI/Pub #1389. Vienna, 2009

Em frente ao escritório, o supervisor devolveu a fonte com o operário A e se afastou. Naquele momento – e antes de entrar no escritório, A encontrou o operário C que o acompanhou ao escritório.



Enquanto os operários A e C estavam reunidos com o diretor, em seu gabinete um especialista da empresa (de origem finlandesa) adentrou a sala. O seu dosímetro tinha disparado, enquanto ele estava nas proximidades, e ele fora lá ver o que estava causando tal fato. Ele determinou que o operário A (que havia encontrado a fonte e que a segurava naquele momento) a jogasse em um tubo metálico, na parte externa do escritório. A fonte ficou na presença do diretor e dos operários A e C, no escritório, entre 5 e 10 min.

Às 12h00minh, o operário se desfez da fonte, após ter ficado em contato com ela por 40 min. Outras pessoas foram, também, irradiadas, em diferentes distâncias e períodos de tempo. A taxa de Dose medida a 2.0 m do cano era de 1 mSv/h.

### V.3.3 – Aplicação da Ferramenta SAR:

De acordo com a **Figura V-3**, o valor desta fonte de  $^{192}\text{Ir}$  (3.33 TBq) situa-se bem próxima do valor típico para Radiografia Industrial (3.7 TBq); além disso, uma vez que a fonte é selada (não deverá haver contaminação) e o contato direto com a pele e cavidades seja evitado (eliminando os efeitos da radiação Beta), os danos são oriundos de sua radiação Gama – de 316.5 e 468.1 MeV, predominantemente.

Entretanto, em face de sua Atividade, esta fonte é de Categoria 2 – ver **Tabela II-3** ou, conforme abaixo.

<b>2</b>	Muito perigosa	$1000 > A/D \geq 10$
----------	----------------	----------------------

Os 3 min que o operário A manteve a fonte a 10 cm de seus olhos, com a finalidade de melhor inspecioná-la, lhe renderam 1.38 Sv no rosto e no Cristalino.

**Figura V-9** – Telas de Categorização de Fonte e Taxa de Dose (10 cm por 3 min)

A AIEA calculou a dose de corpo inteiro sob as quatro seguintes hipóteses, rrelativos aos locais onde a fonte foi colocada:

- (1) 10 min no bolso traseiro esquerdo;

- (2) 1 min em seu bolso frontal esquerda;
- (3) 20 min em suas mãos;
- (4) 3 min, a uma distância de 10 cm dos olhos.

Foi nos apresentada uma Dose entre 940 e 1600 Gy nas Nádegas Esquerda do Operário A (**Tabela V-7**), em face da manutenção da fonte em seu bolso por 10 min. Utilizando-se a Ferramenta SAR/IRD com os dados conhecidos (10 min  $\approx$  0.167 h) e na ausência de blindagem da fonte, obtem-se uma faixa de valores esperados atuando-se, unicamente, na espessura do tecido de sua vestimenta.

FONTE PUNTUAL	
Taxa de Dose & Dose Efetiva	
Radionuclideo	Ir-192
Atividade [Bq]	3.33e+12
Blindagem	Ar
Espessura [cm]	0
Distância [m]	0.02
Tempo Exposição [h]	0.167
<b>Resultados</b>	
Taxa de Dose:	1.17e+6 mGy/h
Dose Efetiva:	1.15e+5 mSv

Base de Estimativa	Dose (Gy)	
	de Corpo Inteiro	Local – Nádega Esquerda
<b>Reconstrução da Dose Física</b>	1.3 a 1.5	940 a 1600

**Figura V-10** – Telas da Taxa de Dose e Dose Efetiva recebidas pelo Operário A (nas Nádegas Esquerda)

Por sua vez, o Assistente da equipe de Radiografia Industrial que permaneceu (inadvertidamente) junta à fonte, enquanto “irradiava”, obteve como leitura em seu TLD 35,76 mSv – **Tabela V-6**.

<b>Assistente D</b>	0963	35.76 mSv
---------------------	------	-----------

Provavelmente, a distância que ele estava da fonte e a duração da irradiação sofrida podem ser expressas da maneira abaixo:

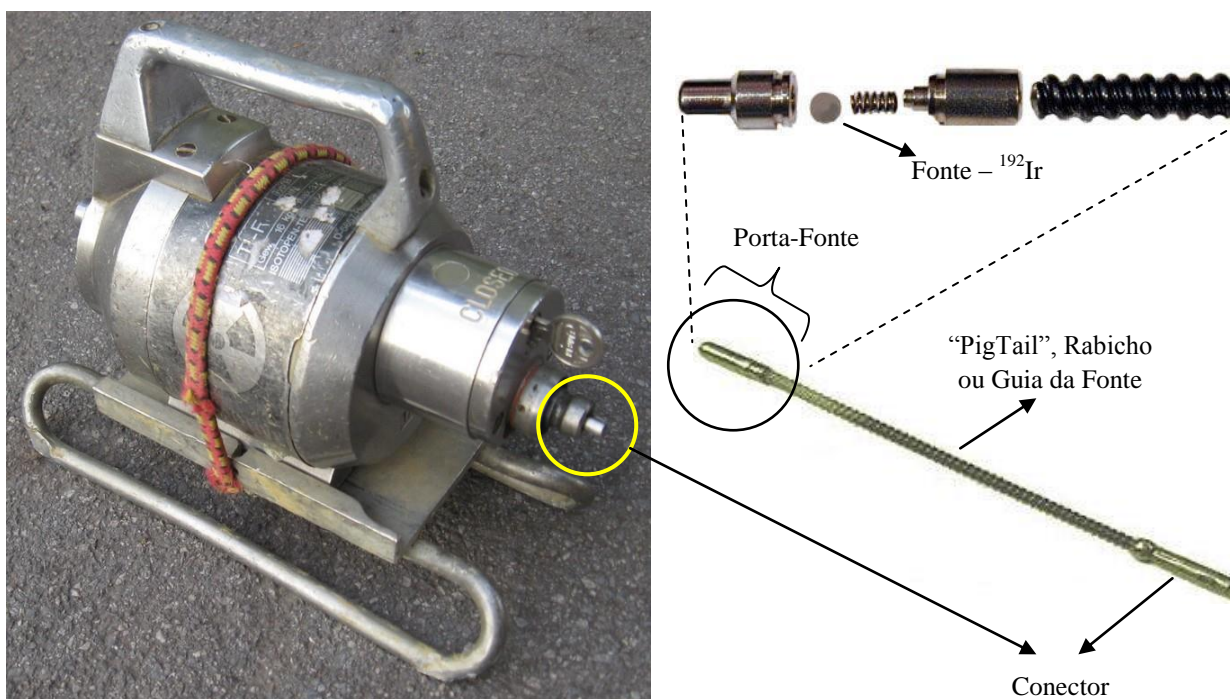
FONTE PUNTUAL	
Taxa de Dose & Dose Efetiva	
Radionuclideo	Ir-192
Atividade [Bq]	3.33e+12
Blindagem	Ar
Espessura [cm]	0
Distância [m]	0.6
Tempo Exposição [h]	0.4
<b>Resultados</b>	
Taxa de Dose:	1.30e+3 mGy/h
Dose Efetiva:	3.07e+2 mSv

**Figura V-11** – Telas da Taxa de Dose e Dose Efetiva (prováveis) recebidas pelo Assistente D

## V.4 – O Acidente Radiológico em Gilan (Irã)<sup>21</sup>

### V.4.1 – Antecedentes:

Em 24 de Julho de 1996, ocorreu um grave acidente radiológico (com uma fonte de radiografia industrial  $^{192}\text{Ir}$ ) em uma usina de energia de combustíveis fósseis, em Gilan, República Islâmica do Irã. Na noite anterior, foram realizadas várias exposições na usina – localizada a 600 km ao norte de Teerã. Ao fim do turno, devido a uma falha de segurança do irradiador – um projetor Gammamat fabricado pela *Isotopen-Technik GmbH*, a fonte se soltou de sua guia, vinda a cair em uma valeta de blocos de concreto. Ali, blindada pelo concreto, não foi detectada.



**Figura V-12** – Irradiador GammaMat TI (Max 3.7 TBq) e o seu “PigTail”

Na manhã do dia 24, um operário (analfabeto) – ao subir uma escada, notou um objeto metálico brilhante, caído dentro da vala. Ele o colocou no bolso e, nos 90 min seguintes, manuseou-a diversas vezes. Por fim, como começou a sentir tonturas, náuseas, letargia e sensação de queimação no peito, associou esses sintomas àquele objeto e o devolveu à valeta onde o havia encontrado.

Pouco antes de o operário ter devolvido a fonte à valeta, os técnicos descobriram que a mesma não se encontrava dentro do irradiador; após rápida busca em prováveis locais, a mesma foi encontrada no fundo da já citada valeta e recuperada, sendo colocada em um “castelo” porta-fontes.

<sup>21</sup> – IAEA. The Radiological Accident in Gilan – STI/Pub #1123. Vienna 2002.

À tarde daquele mesmo dia, o operário continuava com os mesmos sintomas; o Diretor da usina foi informado sobre o fato e, após saber sobre as suas condicionantes, notificou à Organização de Energia Atômica do Irã (OIEA).

#### V.4.2 – Dados Numéricos:

Na madrugada de 24 de julho de 1996, uma equipe de radiografia industrial realizava exposições em uma usina, com uma fonte de  $^{192}\text{Ir}$  – em Gilan, a 600 km de Teerã, em uma tubulação a 6 m acima do solo. Após as primeiras exposições, o “*pigtail*” se separou da guia da fonte, caindo em uma valeta de 1.0 m (com paredes de concreto, o que impediu o sua detecção).

Às 08:00h, um trabalhador encontrou a fonte; ele a pegou, colocou no bolso direito de sua camisa e ficou em íntimo contato com ela durante 01h30min. Durante esse período, o operário não teve contato com outras pessoas e, por volta das 09:30h, ele jogou a fonte de volta na mesma valeta onde a tinha encontrado.

A empresa informou uma Atividade de 185 GBq (ou 5 Ci) e avaliou-se uma Dose média de Corpo Inteiro da ordem de 2 Gy.

O resgate deu-se 30 min depois, sem outras exposições.

#### V.4.3 – Aplicação da Ferramenta SAR:

Com o uso da Ferramenta, vejamos a confirmação de alguns dados e a apresentação de outros; por exemplo, a Atividade de  $1.85\text{E}+11$  GBq (ou  $1.85\text{E}-01$  TBq) era inferior à Atividade mínima para a prática de radiografia Industrial – como a  $T_{1/2}$  do  $^{192}\text{Ir}$  é de 74d, provavelmente, já deveria ter sido trocada.

The figure displays two screenshots of a software interface used for source categorization. The left screenshot shows the 'FONTES COMUNS' window, where the source is identified as 'Ir-192 Radiografia industrial'. Below this, the activity levels are listed: Max: 7.4E+00, Min: 1.9E-01 (selected), and Tipica: 3.7E+00. The right screenshot shows the 'CATEGORIZAÇÃO DE FONTES' window, where the source is 'Ir-192' and the activity is '1.85e+11 Bq'. The results section shows: D: 8.00e+10 Bq, A/D: 2.31e+0, Isenção: 1.00e+4 Bq, and Categoria: 3 (highlighted in yellow). The OBS field is empty.

**Figura V-13** – Atividade Típica da radiografia Industrial com fonte de  $^{192}\text{Ir}$  e sua Categorização

Em alguns países, ainda é comum o uso de unidades antigas (e fora do SI), no trato com fontes radioativas (Ex: Curie – Ci). Assim, caso Atividade da fonte em questão tivesse sido informada em Ci – no caso, 5.0 Ci, teríamos:

Two screenshots of a software interface titled "CONVERSÃO DE UNIDADES".

Left screenshot: Activity is 5 Ci, converted to 1.85e-1 TBq. Dose rate is empty, with options for mRem and mSv.

Right screenshot: Activity is 5 Ci, converted to 1.85e+11 Bq. Dose rate is empty, with options for mRem and mSv.

**Figura V-14** – Tela de Conversão Ci – TBq/Bq

Como foi visto, até agora, as exposições em radiografias industriais nos locais com atividades humanas são, invariavelmente, realizadas à noite – com a finalidade de se reduzir (se não eliminar) a exposição de operários (que, quando não integrados às atividades com fontes de RI são considerados indivíduos do público).

Na planta de Gilan, as exposições eram feitas a 6.0 m do solo. Considerando-se a Dose de 1.0 mSv/a (ou 1.14E-04 mSv/h) – e levando em conta o Peso da radiação Gama ( $W_R = 1$ ), os valores da Taxa de Dose (em mGy/h) poderão ser iguais (em módulo) ao Limite de Dose Anual (ou 1.14E-04 mGy/h) – ver **Tabelas C-1 e C-2**. Isto nos é revelado pela fórmula:

$$H_T = \sum_R W_R \times D_T$$

Onde:  $H_T$  – Dose Equivalente (em Sv = Joule/kg)  
 $D_T$  – Valor médio da Dose Absorvida (em Gy = Joule/kg)  
 $W_R$  – Fator de Peso da Radiação

A fonte de  $^{192}\text{Ir}$  caiu em uma valeta (ou trincheira) de 1.0m de profundidade; com 20paredes de 20 cm de concreto, medindo-se a 1,5m do solo (2,5 da fonte), durante, aproximadamente, 60 s, os valores seriam muito pequenos (39.5  $\mu\text{Gy/h}$  ou 77.4 nSv).

Two screenshots of a software interface titled "FONTE PUNTUAL Taxa de Dose & Dose Efetiva".

Left screenshot: Radionuclideo: Ir-192, Atividade [Bq]: 1.85e+11, Blindagem: Ar, Espessura [cm]: 0, Distância [m]: 6, Tempo Exposição [h]: 1. Resultados: Taxa de Dose: 7.19e-1 mGy/h, Dose Efetiva: 4.27e-1 mSv.

Right screenshot: Radionuclideo: Ir-192, Atividade [Bq]: 1.85e+11, Blindagem: Concreto, Espessura [cm]: 20, Distância [m]: 2.5, Tempo Exposição [h]: 0.033. Resultados: Taxa de Dose: 3.95e-2 mGy/h, Dose Efetiva: 7.74e-4 mSv.

**Figura V-15** – Telas de Taxas de Dose e Doses Efetivas (por exposição a 6.0 m – irradiação em tubulação, e com a fonte caída na Valeta)

## V.5 – O Roubo de Irradiador de Gamagrafia, no Rio de Janeiro

### V.5.1 – Antecedentes:

Na noite de 28 de abril de 2012, um veículo transportando um irradiador de  $^{75}\text{Se}$  foi roubado – juntamente com a sua carga, que se encontrava em uma caixa metálica, no portamalas do veículo.



**Figura V-16** – Irradiador GammaMat SE (semelhante ao roubado) e sua caixa de contenção (Dir)

No dia 1º de maio (quase 72h depois), o veículo foi encontrado. A caixa metálica e o irradiador estavam intactos; não houve violação da blindagem e nem maior perda de controle da fonte.

A Atividade da fonte era de 30 Ci.

### V.5.2 – Aplicação da Ferramenta SAR:

Não houve uma emergência e nem exposições acidentais, em face do não comprometimento da blindagem. Entretanto, com o uso da Ferramenta SAR/IRD, podemos constatar alguns dados.



**Figura V-17** – Telas de Conversão de Unidades e de Atividades de Fontes Comuns

A Atividade não foi informada com base no SI (mks). Entretanto (após a conversão), nota-se que a fonte em pauta apresentava uma Atividade correspondente a 37% da atividade prevista para a prática de Radiografia Industrial. Ademais, em face de sua prática, a radiação predominante é a Gama.

TABELA DE NUCLÍDEOS		
Radionuclideo	Se-75	
Resultados (até 5 energias)		
T1/2 : 3.282e-1 anos		
E(keV)	Emissão%	Filho
Elétron		
0.1	267.0	
1.2	113.0	
9.0	31.5	
1.3	17.9	
10.3	9.9	
Gama		
136.0	60.6	
264.7	59.4	
10.5	31.8	
279.5	25.2	
121.1	17.7	

Figura V-18 – Tela da Tabela de Radionuclídeos

Em face de sua Atividade ( $1.11 \times 10^{12}$  Bq ou 1.11 TBq), esta fonte é de Categoria 3 – ver Tabela II-3 ou, conforme abaixo

<b>3</b>	Perigosas	$10 > A/D \geq 1$
----------	-----------	-------------------

CATEGORIZAÇÃO DE FONTES		FONTE PUNTUAL Taxa de Dose & Dose Efetiva	
Radionuclideo	Se-75	Radionuclideo	Se-75
Atividade	1.11 TBq	Atividade [Bq]	1.11e+12
<b>Resultados</b>		Blindagem	Ar
D:	2.00e-1 TBq	Espessura [cm]	0
A/D:	5.55e+0	Distância [m]	2.0
Isenção:	1.00e-6 TBq	Tempo Exposição [h]	0.0833
Categoria:	<b>3</b>	<b>Resultados</b>	
OBS:		Taxa de Dose:	3.89e+1 mGy/h
		Dose Efetiva:	9.02e-1 mSv

Figura V-19 – Telas de Categorização de Fontes e de Taxa de Dose e Dose efetiva

Caso a blindagem tivesse sido violada, uma exposição à fonte (a 2.0m de distância e durante 5 min) resultaria em uma Taxa de Dose de 38.9 mGy/h.

## V.6 – Apreciação:

Tendo-se em vista a utilização da Ferramenta SAR/IRD empregando os dados disponibilizados pela IAEA em suas publicações, podemos observar a validade dos resultados apresentados, assim como a sua precisão.

A utilização de fontes de  $^{192}\text{Ir}$  – longe de ser repetitivo e sem criatividade – deve-se ao fato de que os acidente com fontes de RI em gamagrafia industrial representam a maioria absoluta dos casos; além disso, o  $^{192}\text{Ir}$  responde por 90% das fontes de gamagrafia. Desta forma – e pelo apresentado – as fontes tinham tipos de emissões e respectivas energias iguais. Os pontos divergentes residiam em sua Atividade específica e, por consequência, a Categorização da Fonte e demais grandezas subordinadas à atividade (Taxa de Dose e Dose Efetiva).

Como se pode deduzir, a Ferramenta SAR/IRD não é uma panacéia para os efeitos depreciativos da radiação e nem evitaria os acidentes abordados – muito menos qualquer outro dos 171 informados no UNSCEAR 2008 (Anexo C). Ela não substitui o monitor desligado e nem os programas de segurança que deveriam ter sido ministrados aos trabalhadores de áreas onde têm lugar as práticas com as fontes em pauta – independente de eles operarem com elas ou não e, mesmo até, não sendo alfabetizados (como foi o caso do operário em Gilan).

Entretanto esta Ferramenta apresenta – como é o seu propósito – ao profissional que vai intervir na ação (ou controlar essa intervenção – mesmo que à distância) informações seguras e capazes de serem confrontadas com aquelas fornecidas pelos principais envolvidos – e que nem sempre são a expressão da verdade.

Ela informa a Dose Equivalente (em certa distância e a partir de uma Atividade), o que transmite ao especialista uma noção da ação depreciativa da RI – uma vez que esta grandeza carrega em seu bojo a constante  $W_R$  que exprime, numericamente, essa ação. Além disso, a Categorização de Fontes – por meio de sua expressão em cores permite informar a um público leigo a periculosidade da fonte.

Finalmente, o aplicativo de Estimativa da Distância da Fonte possibilita planejar o raio de isolamento a que uma fonte deverá ser submetida, com segurança.



## VI – RECURSOS HUMANOS – FORMAÇÃO E UTILIZAÇÃO

### VI.1 – Considerações Iniciais

A Ferramenta SAR/IRD tem a sua utilização e difusão, até agora, restritos a um pequeno grupo de pessoas – todas possuidoras de conhecimentos específicos na área das RI.

As possibilidades desse aplicativo são inúmeras além do assunto de interesse deste compêndio – uma ferramenta (por isso denominada assim) auxiliar para a tomada de decisões ante às situações de emergência envolvendo acidentes radiológicos. Já foi abordado que ela, também, pode ser aplicada em casos de acidentes nucleares – ainda que com limitações – partindo-se do pressuposto da manutenção das condições climáticas estáveis e tendo o relevo um perfil plano. Além das aplicações acima citadas, o SAR/IRD é extremamente útil para fins didáticos e a sua operação não se limita aos peritos na área radiológico/nuclear. Entretanto, o conhecimento dessa Ferramenta, como já foi mencionado, está muito limitado – até mesmo às fronteiras nacionais.

A Convenção sobre Assistência ao Caso de Acidente Nuclear ou Emergência Radiológica (de 15 Jan 91) – ratificou, a nível nacional, a Convenção<sup>22</sup> de mesmo nome, aprovada pela IAEA, em 1986; cita, também que o controle das operações será, em princípio, do país que sofre a intervenção.

Neste caso, seria interessante que decisões fossem tomadas com mais agilidade, o que poderia ser obtido com a Ferramenta auxiliar para a tomada de decisões fosse de conhecimento mais amplamente difundida.

Mas, voltemos a nossa ótica a nível nacional.

O uso da Ferramenta SAR/IRD (desde a sua instalação até os seus resultados) não é uma tarefa impossível, ou mesmo de grande dificuldade – ver **ANEXO C**<sup>23</sup>. Por outro lado, uma instrução de instalação e operação da mesma (abordando algumas possibilidades e limitações) reduziria os possíveis índices de recusa a uma nova prática, comum a todas as pessoas.

Tentaremos abordar a formação de uma rede de colaboradores com conhecimentos para operar a Ferramenta SAR/IRD e a formação de multiplicadores desse aplicativo.

### VI.2 – Sistemática de Ensino da IAEA

A IAEA tem a sua disseminação de conhecimento e formação de RH muito bem documentada – tanto a nível regional quando no âmbito global.

Naturalmente que, embora exista uma diretriz básica de ensino (com as matérias obrigatórias e condições mínimas de desempenho), os padrões são flexíveis o bastante para se ade-

---

<sup>22</sup> – IAEA. Convention on Assistance in the Case of a Nuclear Accident or Radiological Emergency – Pub 0765 (InfCirc-336). Vienna, 1986

<sup>23</sup> – ANEXO C (Formulário de validação para o SAR/IRD)

quarem a cada região.

### VI.2.1 – Training Course Series 18<sup>24</sup>:

Com toda e qualquer semelhança não sendo mera coincidência, este manual rege o Curso de Pós-Graduação em Proteção Radiológica e Segurança de Fontes Radioativas conduzido pelo IRD/CNEN e os seus semelhantes, a saber-se:

- a) América do Sul                      Argentina<sup>25</sup> (e Brasil)
- b) África                                  África do Sul
- c) Ásia – Oriente Médio              Síria  
    – Oriente Extremo      Malásia
- d) Europa – Leste Europeu          Bielorrússia (ou Belarus)

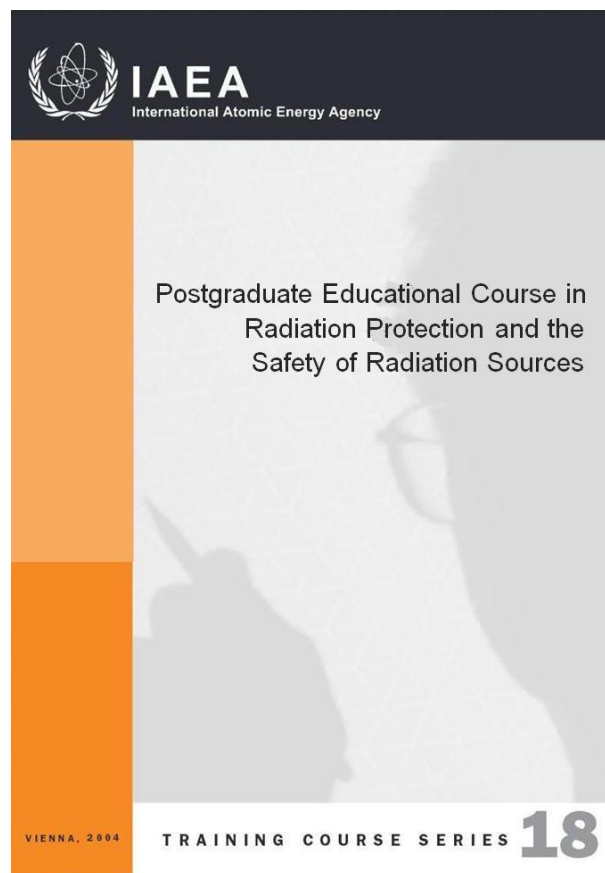


Figura VI-1 – Capa do Programa de Pós-Graduação em Proteção Radiológica e Segurança de Fontes Radioativas – da IAEA (16 x 24)

O TCS-18 nos mostra a seguinte programação para o Curso em pauta:

MÓDULO	ASSUNTO	DURAÇÃO (Sem)
I	Revisão de Fundamentos	2.0

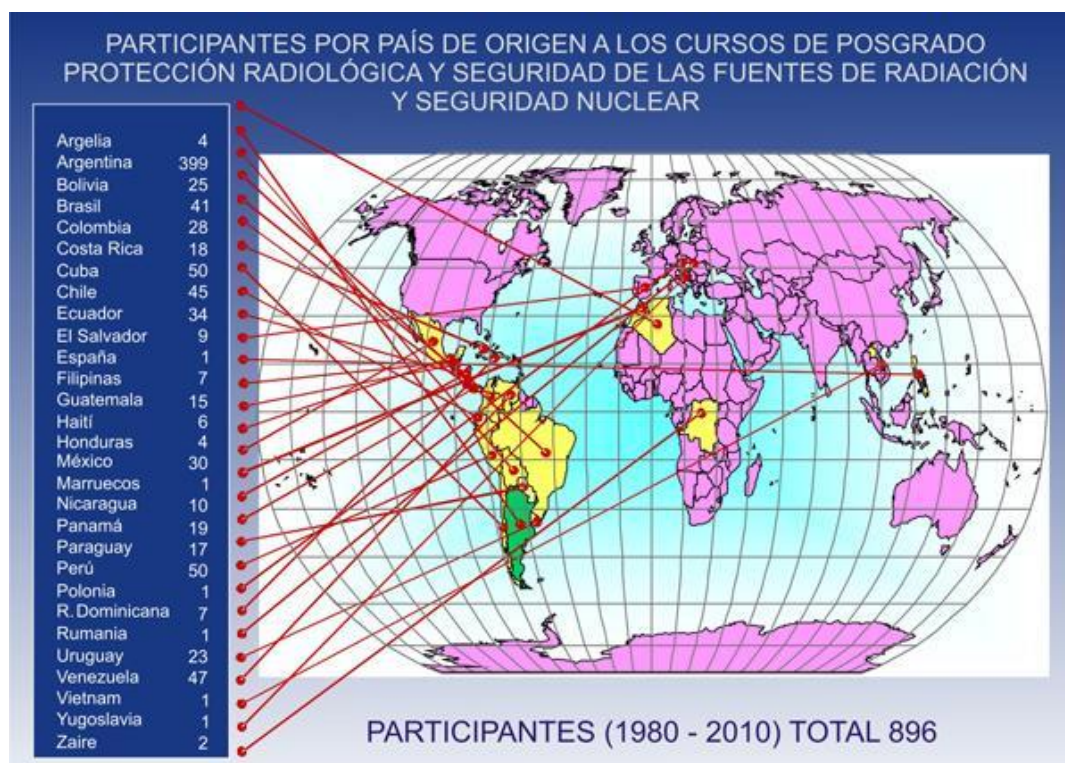
<sup>24</sup> – IAEA. Postgraduate Educational Course in Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources – TSC 18. Vienna, 2002.

<sup>25</sup> – ARN. [http://www.arn.gov.ar/index.php?option=com\\_content&view=article&id=157&Itemid=114%2..](http://www.arn.gov.ar/index.php?option=com_content&view=article&id=157&Itemid=114%2..)

MÓDULO	ASSUNTO	DURAÇÃO (Sem)
II	Grandezas e Medidas	1.5
III	Efeitos Biológicos da RI	1.0
IV	Princípios de Proteção contra Radiação e o Quadro internacional	0.5
V	Controle Regulatório	1.5
VI	Avaliação de Exposições Internas e Externas	2.5
VII	Proteção contra Exposição Ocupacional	3.0
VIII	Exposição Médica em Radiologia Diagnóstica, Radioterapia e Medicina Nuclear	2.0
IX	Exposição do Público devido a Práticas	1.5
X	Intervenção em Situações de Exposições Crônicas e de Emergência	
XI	Treinando os Treinadores	1.0
<b>TOTAL</b>		<b>18.0</b>

**Tabela VI-1** – Programa Padrão da IAEA (em destaque as matérias onde se deve dar ênfase)

**Fonte** – TSC-18. Vienna, 2002.



**Figura VI-2** – Participantes (por países de origem) do Curso promovido pela ARN (até 2010)

**Fonte** – ARN. [www.arn.gov.br](http://www.arn.gov.br)

O mesmo Curso, na América Latina tem a sua carga horária modificada – no Brasil, a duração é de 22 sem (com 15 módulos), no corrente ano prolongou-se por mais 5 semanas; na Argentina<sup>4</sup> dura, em princípio, 25 sem (também com 15 módulos diversos dos ministrados no Brasil).


Em termos de Brasil – uma vez que não se podem regular as atividades em território de outra nação, poder-se-ia inserir o conhecimento e a prática da Ferramenta SAR/IRD (com uma carga horária adicional de 16 h) no Módulo de Grandezas e Medidas, haja vista ser o primeiro contato com as grandezas das RI. Com isto e já com o conhecimento de grandezas, a prática e a interação com a Ferramenta SAR seria muito mais, tornando-se uma atividade do cotidiano acadêmico.

O Brasil/IRD encontra-se em seu terceiro ano de curso e, ao final do corrente ano, terá formado 66 especialistas – sendo 01 do Peru; a razão é de 25 alunos/ano. A Argentina conta com uma maior prática (mais de 30 anos e quase 1.000 alunos formados).

#### VI.2.2 – O Projeto RLA # 9065<sup>26</sup>:

Levado a cabo pela comunidade latina americana, este documento regula as responsabilidades que as AR nacionais devem ter perante os Cursos de Capacitação de Pessoal na Área das RI.

O Projeto RLA #9065<sup>27</sup>, da IAEA, desenvolveu recomendações sobre os requisitos e critérios que devam ser atendidos por Pessoas Físicas e Jurídicas que pretendam ser reconhecidas pela AR como formadores de RH na área de proteção e segurança radiológica.

 <p><b>OIEA</b> Proyecto RLA9065</p>	<p><b>RECOMENDACIONES SOBRE REQUISITOS Y CRITERIOS PARA EL RECONOCIMIENTO DE LOS PROVEEDORES DE CAPACITACION EN MATERIA DE SEGURIDAD Y PROTECCION RA- DIOLOGICA</b></p>	<p>Versión: 02 Fecha: 2011/07/28 Página 76 de 133</p>
---	---	---

**Figura VI-3** – Cabeçalho do Projeto RLA #9065, da IAEA, para a América Latina

**Fonte** – SBPR. <http://www.sbpr.org.br/>

Reza o Projeto que – em caso de Cursos Presenciais, os mesmos deverão contar com aulas práticas onde ocorrerão demonstrações, simulações, testes, medições, visitas, etc. Consta, ainda, que devem estar disponíveis aos alunos:

- medidores de Taxa de Dose;
- medidores de Contaminação de Superfície ( $\alpha$  e  $\beta$ );

<sup>26</sup> – **IAEA**. Supporting Radiation Protection Infrastructure through Education and Training (Recommended Requirements and Criteria for Recognition of the Safety and Radiation Protection Training Providers) – RLA 9065.

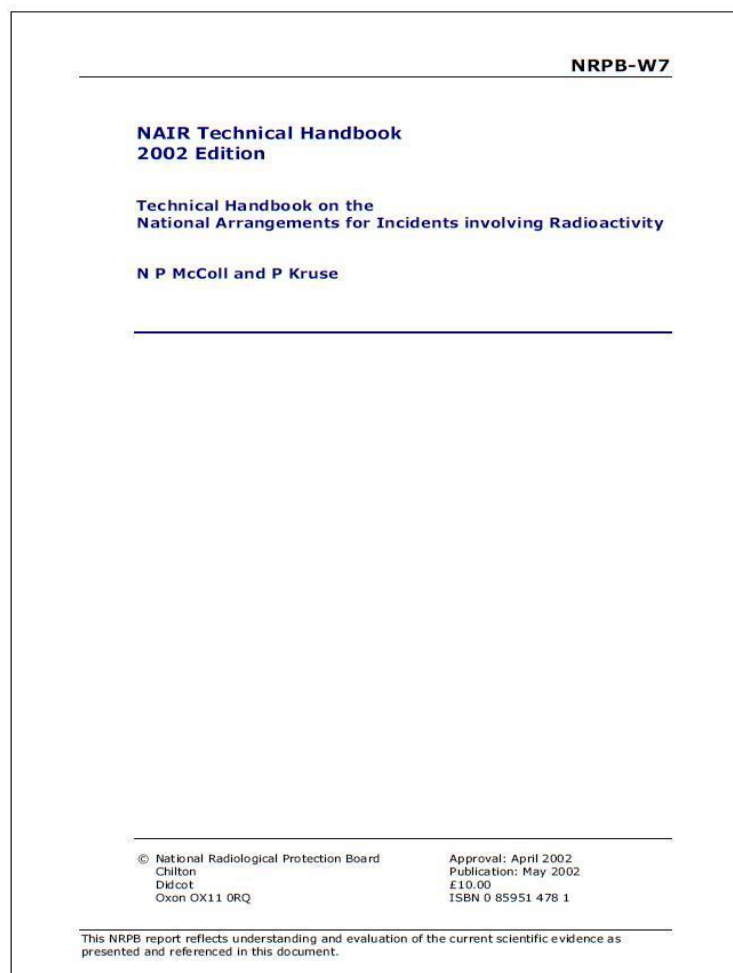
<sup>27</sup> – **RLA #9065**. <http://www.sbpr.org.br/IRPA2013/programacaoirpa2013/IRPA2013/GAVEAA/Dia15/11h30EduardoMedinaGaveaADia15.pdf>

- fontes de calibração para demonstração e prática dos equipamentos de medição;
- material para ser usado como blindagem;
- dosímetros pessoais (ativos e passivos); e
- EPI.

As condições recomendadas pelo RLA #9065 apresentam-se muito propícias à implantação do uso da Ferramenta SAR/IRD, uma vez que a mesma poderá ter o seu uso implementado à medida em se utilizam medidores e fontes.

Por sua vez, em cursos na modalidade de Ensino à Distância (EAD) a maneira de acesso à Ferramenta SAR/IRD, por meio da Rede Mundial de Computadores (InterNet), e a necessidade de se atualizar o seu BD apenas uma única vez, se necessário, faz da Ferramenta um recurso extremamente prático, atrativo e com baixíssimo custo, tendo, ainda, a possibilidade de se aplicar vários exercícios simulados.

### VI.3 – O NAIR<sup>28</sup>:



**Figura VI-4** – Capa do Guia Técnico do NAIR

**Fonte** – HPA. [http://www.hpa.org.uk/webc/HPAwebFile/HPAweb\\_C/1194947326224](http://www.hpa.org.uk/webc/HPAwebFile/HPAweb_C/1194947326224)

<sup>28</sup> – NAIR. National Arrangements for Incidents involving Radioactivity

O Manual técnico (*Technical Handbook*) do *National Arrangements for Incidents involving Radioactivity* – NAIR, foi desenvolvido e atualizado em 2002; assim, em seu corpo nos remete a uma AR extinta, a *National Radiological Protection Board* (NRPB).

O NAIR contém informações para os participantes dos Planos Nacionais para Incidentes Envolvendo Radioatividade (NAIR). Esses especialistas prestam assistência com o auxílio de meios relativamente simples, de modo a formar uma opinião sobre a existência ou não de um risco e orientar as autoridades sobre as medidas adequadas a tomar – evitar a exposição indevida de elementos do público, a implementação de barreiras ou sobre a cobertura que deverá ser colocada sobre o material contaminado para evitar a sua propagação.

Não é missão dos integrantes do NAIR organizar as operações de recuperação ou de descontaminação e (quando questionado pelas autoridades a comentar sobre a gravidade de um incidente) devem limitar seus comentários a uma avaliação do risco potencial de modo a permitir a formação de um juízo sobre os riscos relativos de ações particulares.

Formam, portanto, uma rede de acionamento e assistência às emergências oriundas de acidentes envolvendo radioatividade.

Essa rede “externa” é altamente confiável em face do perfil do cidadão britânico comum, pois existe um comprometimento da população, em geral (e do integrante do NAIR, em especial) com a segurança e o bem-estar nacional que remonta aos períodos em que a Inglaterra esteve em risco de invasão ou nos períodos de guerra.

#### **VI.4 – Propostas à CNEN/IRD:**

##### **VI.4.1 – A Difusão por Ensino:**

Atualmente, a CNEN, por meio do IRD, promove um total de 11 cursos<sup>29</sup>, a saber-se:

##### **a. 07 Cursos Regulares:**

- Fundamentos de Radioproteção e Metrologia;
- Radioproteção em Medicina Nuclear;
- Curso Básico de Proteção Radiológica em Radiodiagnóstico Médico;
- Curso de Proteção Radiológica em Radioterapia;
- Curso de Ações de Resposta a Emergências Radiológicas;
- Curso de Monitoração Radiológica Ambiental; e
- Curso de Dosimetria Interna Ocupacional.

##### **b. Curso de Pós-Graduação:**

- Lato Sensu (já abordado);
- Stricto Sensu:  Mestrado; e  
 Doutorado.

##### **c. 01 Curso na modalidade EAD.**

À exceção do curso na modalidade EAD, em todos os demais existe a possibilidade da apresentação da Ferramenta SAR/IRD – com um acréscimo de 16 h iniciais, o que poderia

<sup>29</sup> – IRD. [http://ensino.ird.gov.br/index.php?option=com\\_content&view=article&id=60&Itemid=67](http://ensino.ird.gov.br/index.php?option=com_content&view=article&id=60&Itemid=67)

promover um intenso uso do aplicativo, ao longo do Curso, assim como a sua disseminação. Tal estratégia seria mais proveitosa, ainda, nos Cursos de Pós-Graduação e de maior duração (mínimo de 06 meses).

Outra possibilidade seria a realização de um Curso na modalidade de EAD, unicamente voltado para o conhecimento e a aplicação da Ferramenta SAR/IRD.

#### **VI.4.2 – A Difusão no SINAER:**

Uma das maneiras de se solidificar e padronizar o uso da Ferramenta SAR é, primeiramente e a Nível Nacional, adotá-la como suporte a todos os integrantes do Sistema Nacional de Averiguação de Eventos radiológicos – SINAER.

a) A implementação de uma Rede Externa de Colaboradores, a exemplo da existente no NAIR, pode ser um tanto temerária em face das dimensões continentais do Brasil. Cada novo integrante dessa Rede teria de ser muito bem triado e submetido a uma rígida investigação de segurança, além de possuir conhecimentos mínimos sobre as RI, suas grandezas e medidas; a isto se soma a necessidade da manutenção atualizada da BD que contém essa Rede. De qualquer maneira, a AR não poderia se eximir de responsabilidade atribuída a ela por Lei; a AR não pode delegar a um integrante de uma Rede Externa de Colaboradores a responsabilidade por averiguar e assessorar sobre uma emergência, possibilidade de vir a ser responsabilizada, penalmente, no futuro.

Ou seja, o colaborador não tem comprometimento e, apesar de poder dominar o uso do SAR/IRD, nada o obrigará a se inteirar de uma emergência ou mesmo de averiguar, pessoalmente, se deslocando até a área onde se desenrola a ação.

Será, perfeitamente, válida a iniciativa de se difundir a Ferramenta a esses colaboradores – cuja listagem consta em ANEXO, colocada na contracapa do Guia do SINAER; contudo, a ressalva acima deve ser levada em consideração.

b) Quando analisamos a figura da Rede Interna do SINAER – o corpo efetivo da CNEN, temos outra situação. Existe o comprometimento e a responsabilidade (por força de dispositivo legal) dos que atuam nos plantões e/ou como Respondedores. Além do mais, existe a total possibilidade de se difundir e implantar a Ferramenta SAR/IRD como condição “*sine qua non*” de atendimento a uma situação de emergência (radiológica ou nuclear – guardando-se as limitações do SAR quanto a esses últimos).

Mas, até mesmo para esse efetivo altamente técnico, existe a necessidade de uma rápida ambientação com o aplicativo.

#### **VI.5 – Propostas de Ampla Difusão:**

Além das propostas e possibilidades de difusão da Ferramenta SAR/IRD (o dar conhecimento de...), existem algumas outras alternativas de difusão – para a conscientização da importância do SAR como um meio auxiliar na tomada de decisões em situações de emergência radiológica, uma vez que, nessas oportunidades, não se permitem improvisos.

Passaremos, pois, a enumerar algumas medidas difusoras que, uma vez implementadas, tornarão a Ferramenta SAR/IRD conhecida e dominada, muito dos limites da CNEN:

- a. Disponibilização do aplicativo (juntamente com algumas instruções mínimas) no sítio do IRD na Rede Mundial de Computadores (InterNet) e não apenas em sua IntraNet;
- b. De igual maneira, na página da CNEN (a AR nacional) na InterNet; e
- c. Estudar a viabilidade de se enviar a Ferramenta SAR/IRD à IAEA para estudos e, posterior difusão (sfc), por meio do sítio daquela Agência.

Este ponto merece um parêntese. A Tese do Dr Luiz Fernando de Carvalho Conti – Desenvolvimento de um Sistema Integrado para Avaliação de Impacto Radiológico Ambiental em Situações de Emergência – UERJ. Rio de Janeiro, 2002 – tem o seu *Abstract* transcrito na BD do INIS<sup>30</sup> – que relaciona trabalhos publicados no mundo inteiro e de interesse da comunidade científico-mundial na área das RI. Entretanto, aquele trabalho acadêmico não integrou a Ferramenta SAR/IRD (apesar de conter os procedimentos que esta utiliza); o Sistema da Tese foi desenvolvido em MS Excell e possui muito mais capacidade e possibilidades do que a versão em Web que é o SAR. (CONTI, Luiz Fernando C. Comunicação pessoal. Rio de Janeiro, 2013)

Ou seja, existe a possibilidade da Ferramenta SAR ser uma ilustre desconhecida, até mesmo em âmbito nacional.

## VI.6 – Apreciação:

Vemos, pois as mais variadas formas de divulgação de conhecimento do SAR. Algumas envolvendo a didática de formação de RH, outras a implementação em uma estrutura já em pleno funcionamento.

A ampla divulgação da Ferramenta reside na necessidade da apresentação de um retorno da aplicabilidade do sistema e e seus problemas (*feedback's*) em todo e qualquer nível de contado, com a finalidade de sanar possíveis “*bug's*” e – por que não(?!), implementar novas facilidades no mesmo. Lembremos de que, na Versão 2.2, foram introduzidos pelo seu criador os Códigos de Transporte da ONU.

Assim, utilizando-se ou não a Rede Externa de Colaboradores – com os riscos advindos do não comprometimento desses e da indelegabilidade da responsabilidade legal da AR no trato com a questão das RI – é vasto o ambiente de propagação do SAR. A área de ensino, ainda, é a melhor forma de se apresentar e de explorar os recursos disponibilizados - excetuando-se, naturalmente, o seu uso em uma situação de emergência radiológica/nuclear.

---

<sup>30</sup> – INIS. [http://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig\\_q=RN:36080965](http://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:36080965)



## VII – CONCLUSÃO

Em face de suas dimensões continentais, o Brasil apresenta grandes vazios (ou, ainda, desproporção) de supervisão radiológica. A Rede do SAER – possuidora de uma metodologia eficaz e para a qual convergem todas as notificações e convocações para respostas a emergências de origem radiológica – também é afetada e sofre com esse vácuo de supervisão e proteção. Uma forma de minimizar essa carência seria aumentar o volume da Rede Externa (de Colaboradores) do SINAER; esta política vai de encontro ao não comprometimento dos integrantes daquela Rede e às obrigações legais atribuídas (de forma indelegável) à AR.

Os organismos e acordos internacionais, acionáveis quando da exaustão da capacidade de resposta de um Estado-Membro – ou mesmo quando esta é superada, pelas dimensões da emergência – mostram-se viáveis e precisos, desde que a resposta também o seja, com unidade de doutrina e de decisão (independente da nacionalidade e em que pesem algumas particularidades).

Deve-se ter em mente que não se podem comparar povos e costumes – maneiras de agir, presteza e comprometimento – pois os mesmos dependem da vivência e experiência adquiridas em situações de crise e/ou grave ameaça nacionais. Nessa visão, a Rede de Técnicos Colaboradores do NAIR é plenamente funcional das ilhas britânicas mas, dificilmente implantável em um país de dimensões continentais como o nosso.

O Sistema de Avaliação Radiológica – denominado Ferramenta SAR/IRD (ou SisAvalRad, para não se confundir com a Síndrome Aguda da Radiação), como já citado anteriormente, não é uma panacéia para os efeitos depreciativos da radiação e nem evita qualquer acidente com fontes de RI. Ele, também, não substitui o dosímetro ativo e nem nos alerta de alguma emissão danosa à nossa saúde (a exemplo de um monitor); não se constitui em um escudo que nos blinda, não aumenta a nossa distância da fonte e, tampouco, nos permite permanecer alguns minutos a mais em um local irradiado.

Entretanto esta Ferramenta apresenta – como é o seu propósito – ao profissional que vai intervir na ação (ou controlar essa intervenção – mesmo que à distância) informações seguras e capazes de serem confrontadas com aquelas fornecidas pelos principais envolvidos. Principalmente e utilizando-se das tabelas do TecDoc 1162 da IAEA, nos informa a Dose Equivalente (em certa distância e a partir de uma Atividade), o que transmite ao especialista uma noção da ação depreciativa da RI – uma vez que esta grandeza carrega em seu bojo a constante  $W_R$  que exprime, numericamente, essa ação. Além disso, a Categorização de Fontes – por meio de sua expressão em cores permite informar a um público leigo a periculosidade da fonte.

Apesar de sua interface apresentar-se pouco amigável – inicialmente, e mesmo pouco atraente, o SAR revela-se como um aplicativo simples e que consome poucos recursos de um sistema computadorizado portátil ou de um aparelho de telefonia móvel. É interativo e inte-

grador, quando carrega consigo (de uma tela a outra) os dados já apresentados. É, portanto, extremamente válido para a avaliação de uma situação de emergência radiológica e, até, nuclear (com as ressalvas já apresentadas e referentes às variações climáticas e de relevo, aliadas às grandes extensões que os acidentes nucleares podem afetar), uma vez que a apresentação dos resultados é rápida, clara e precisa.

Independente da forma que vier a ser utilizada essa ferramenta, isso não elimina a necessidade de uma apresentação didática e metodológica unificada do aplicativo – quer para formar novos RH e disseminar o seu uso, quer para aprofundar os conhecimentos de quem já a utiliza por força de profissão.

Além disto, uma metodologia integrada permitirá o treinamento de diversos grupos de pessoas de forma a tornar o processo de atendimento a evento emergência mais uniforme e rápido. (CONTI, Luiz Fernando de Carvalho, 2002)

## ANEXO A

### (Efetivo de Profissionais Certificados – Supervisores de Radioproteção)

#### 1 – Aplicações Industriais (Supervisores de Radioproteção):

##### 1.1 – Aceleradores de Partículas:

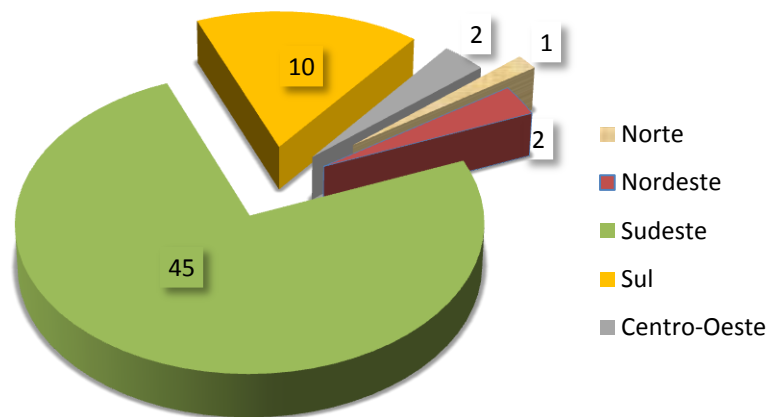
REGIÃO	UF	EFETIVO
NORTE	AC	
	AM	1
	AP	
	PA	
	RO	
	RR	

REGIÃO	EFETIVO
Norte	1
Nordeste	2
Sudeste	45
Sul	10
Centro-Oeste	2

<b>TOTAL:</b>	<b>60</b>
---------------	-----------

NORDESTE	AL	
	BA	1
	CE	
	MA	
	PB	
	PE	1
	PI	
	RN	
SE		

#### PROFISSIONAIS POR REGIÃO GEOGRÁFICA



(Gráfico A-1)

SUDESTE	ES	
	MG	6
	RJ	8
	SP	31

SUL	PR	4
	SC	2
	RS	4

CENTRO-OESTE	DF	2
	GO	
	MT	
	MS	
	TO	

**Tabela A-1** – Profissionais Certificados em Aceleradores de Partículas (em 22 Jun 13)

Fonte – <http://www.cnen.gov.br/seguranca/cons-ent-prof/lst-prof-credenciados.asp?OP=AC>

##### 1.2 – Irradiadores de Grande Porte:

REGIÃO	UF	EFETIVO
NORTE	AC	
	AM	1

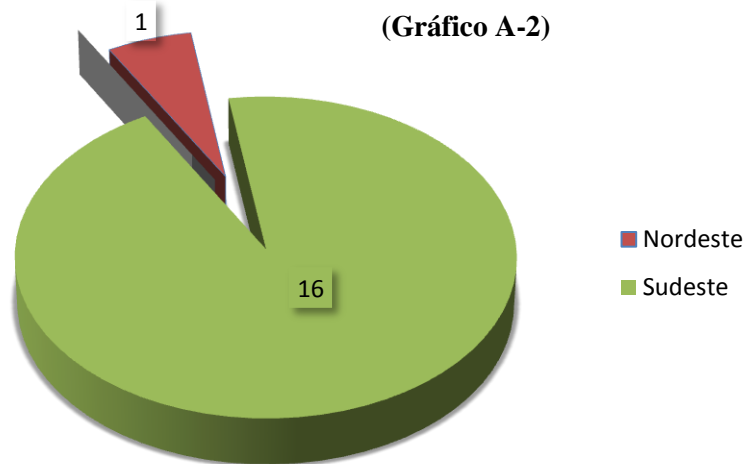
REGIÃO	EFETIVO
Norte	1
Nordeste	1

REGIÃO	UF	EFETIVO
NORTE	AP	
	PA	
	RO	
	RR	
NORDESTE	AL	
	BA	1
	CE	
	MA	
	PB	
	PE	
	PI	
	RN	
SE		
SUDESTE	ES	
	MG	1
	RJ	
	SP	15

REGIÃO	EFETIVO
Sudeste	16
Sul	0
Centro-Oeste	0

<b>TOTAL:</b>	<b>17</b>
---------------	-----------

### PROFISSIONAIS POR REGIÃO GEOGRÁFICA



**Tabela A-2** – Profissionais Certificados em Irradiadores de Grande Porte (em 22 Jun 13)

Fonte – <http://www.cnen.gov.br/seguranca/cons-ent-prof/1st-prof-credenciados.asp?OP=GP>

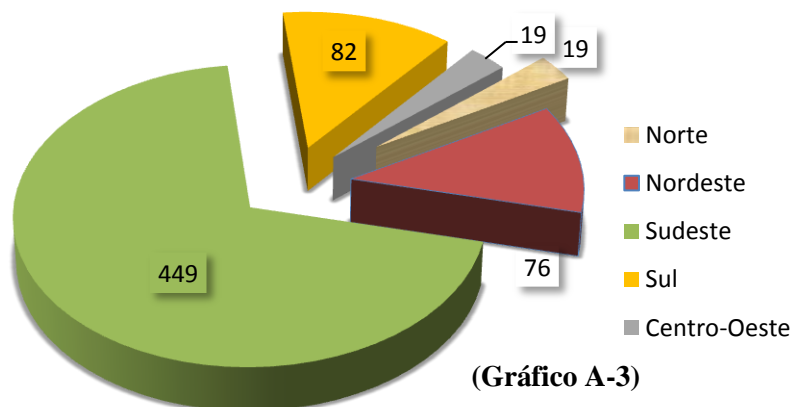
### 1.3 – Medidores Nucleares Fixos ou Móveis:

REGIÃO	UF	EFETIVO
NORTE	AC	
	AM	4
	AP	2
	PA	12
	RO	1
	RR	
NORDESTE	AL	3
	BA	37
	CE	1
	MA	7
	PB	3
	PE	12
	PI	1
	RN	2
	SE	10
SUDESTE	ES	18
	MG	108
	RJ	98

REGIÃO	EFETIVO
Norte	19
Nordeste	76
Sudeste	449
Sul	82
Centro-Oeste	19

<b>TOTAL:</b>	<b>645</b>
---------------	------------

### PROFISSIONAIS POR REGIÃO GEOGRÁFICA



REGIÃO	UF	EFETIVO
SUDESTE	SP	225
SUL	PR	33
	SC	15
	RS	34
CENTRO-OESTE	DF	7
	GO	10
	MT	2
	MS	
	TO	

**Tabela A-3** – Profissionais Certificados em Medidores Nucleares Fixos ou Móveis (em 22 Jun 13)

Fonte – <http://www.cnen.gov.br/seguranca/cons-ent-prof/lst-prof-credenciados.asp?OP=MN>

#### 1.4 – Perfilagens de Poços de Petróleo:

REGIÃO	UF	EFETIVO
NORTE	AC	
	AM	
	AP	
	PA	1
	RO	
	RR	

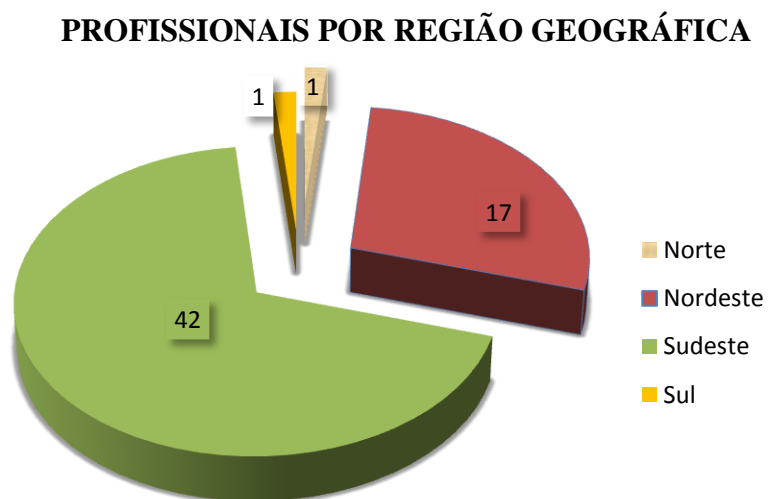
REGIÃO	EFETIVO
Norte	1
Nordeste	17
Sudeste	42
Sul	1
Centro-Oeste	0

<b>TOTAL:</b>	<b>67</b>
---------------	-----------

NORDESTE	AL	
	BA	4
	CE	
	MA	
	PB	
	PE	
	PI	
	RN	8
SE	5	

SUDESTE	ES	2
	MG	3
	RJ	34
	SP	3

SUL	PR	
	SC	
	RS	1



(Gráfico A-4)

**Tabela A-4** – Profissionais Certificados em Perfilagens de Poços de Petróleo (em 22 Jun 13)

Fonte – <http://www.cnen.gov.br/seguranca/cons-ent-prof/lst-prof-credenciados.asp?OP=PP>

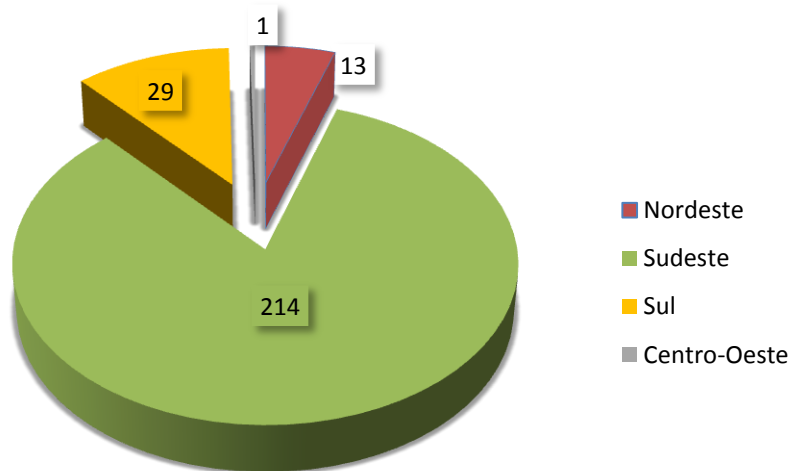
### 1.5 – Radiografias Industriais (Classes I e II):

REGIÃO	UF	EFETIVO
NORTE	AC	
	AM	1
	AP	
	PA	
	RO	
	RR	

REGIÃO	EFETIVO
Norte	1
Nordeste	15
Sudeste	226
Sul	32
Centro-Oeste	1

<b>TOTAL:</b>	<b>275</b>
---------------	------------

#### PROFISSIONAIS POR REGIÃO GEOGRÁFICA

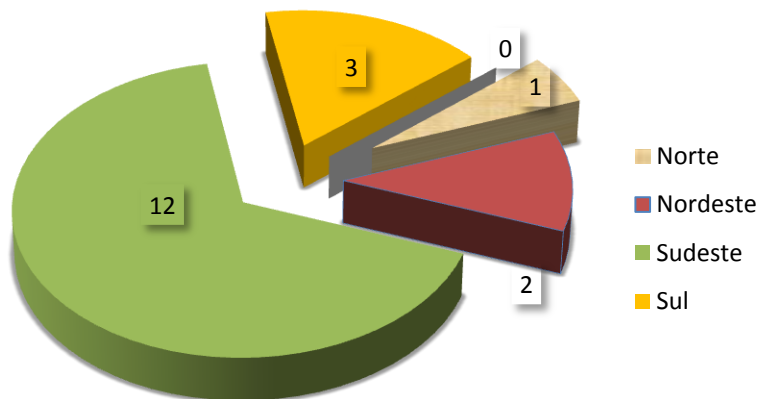


(SPR em Radiografias Industriais Classe I) (Gráfico A-5)

REGIÃO	UF	EFETIVO
NORDESTE	AL	
	BA	9
	CE	
	MA	
	PB	1
	PE	4
	PI	
	RN	
SE	1	

REGIÃO	UF	EFETIVO
SUDESTE	ES	3
	MG	35
	RJ	59
	SP	129

REGIÃO	UF	EFETIVO
SUL	PR	11
	SC	6
	RS	15



(SPR em Radiografias Industriais Classe II)

**Tabela A-5** – Profissionais Certificados em radiografias Industriais (Classes I e II) (em 22 Jun 13)

**Fonte** – <http://www.cnen.gov.br/seguranca/cons-ent-prof/lst-prof-credenciados.asp?OP=IR e R1>

Em face do parco efetivo das classes de profissionais a seguir (assim como a sua concentração regional), as mesmas não foram abordadas em tabelas detalhadas:

REGIÃO	ATIVIDADE	UF	EFETIVO	TOTAL
SUDESTE	RADIOFARMÁCIA	RJ	1	2
		SP	1	
	TRAÇADORES	RJ	4	7

REGIÃO	ATIVIDADE	UF	EFETIVO	TOTAL
SUDESTE	TRAÇADORES	SP	3	7

**Tabela A-6** – Profissionais Certificados em Radiofarmácia e Traçadores Radioativos Industriais (em 22 Jun 13)

Fonte – <http://www.cnen.gov.br/seguranca/cons-ent-prof/lst-prof-credenciados.asp?OP=RF> e [OP=TC](http://www.cnen.gov.br/seguranca/cons-ent-prof/lst-prof-credenciados.asp?OP=TC)

## 2 – Aplicações Médicas (Supervisores de Radioproteção):

### 2.1 – Medicina Nuclear:

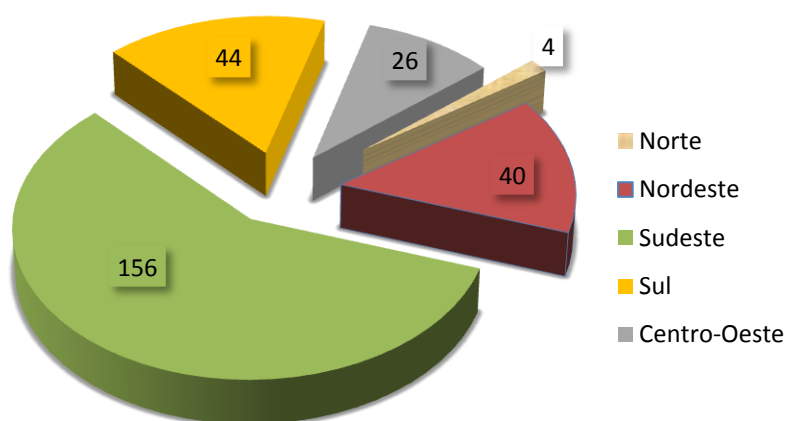
REGIÃO	UF	EFETIVO
NORTE	AC	
	AM	2
	AP	1
	PA	1
	RO	
	RR	

REGIÃO	EFETIVO
Norte	4
Nordeste	40
Sudeste	156
Sul	44
Centro-Oeste	26

<b>TOTAL:</b>	<b>270</b>
---------------	------------

REGIÃO	UF	EFETIVO
NORDESTE	AL	2
	BA	14
	CE	2
	MA	3
	PB	1
	PE	13
	PI	1
	RN	2
SE	2	

### PROFISSIONAIS POR REGIÃO GEOGRÁFICA



(Gráfico A-6)

REGIÃO	UF	EFETIVO
SUDESTE	ES	4
	MG	27
	RJ	46
	SP	79

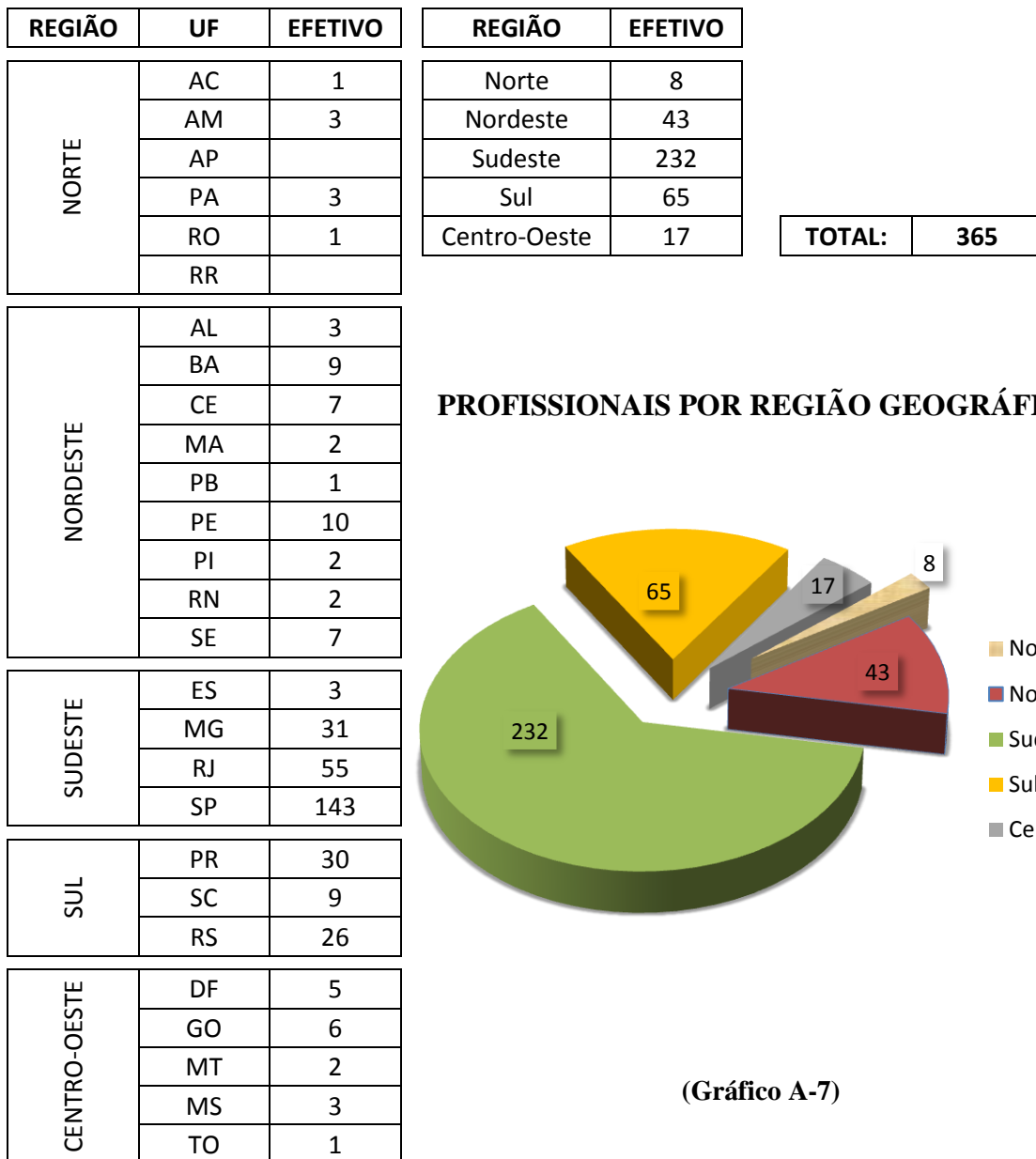
REGIÃO	UF	EFETIVO
SUL	PR	13
	SC	5
	RS	26

REGIÃO	UF	EFETIVO
CENTRO-OESTE	DF	15
	GO	7
	MT	3
	MS	1
	TO	

**Tabela A-7** – Profissionais Certificados em Medicina Nuclear (em 22 Jun 63)

Fonte – <http://www.cnen.gov.br/seguranca/cons-ent-prof/lst-prof-credenciados.asp?OP=FM>

### 2.2 – Radioterapia:



**Tabela A-8 – Profissionais Certificados em Radioterapia (em 22 Jun 13)**

**Fonte** – <http://www.cnen.gov.br/seguranca/cons-ent-prof/lst-prof-credenciados.asp?OP=FT>

### 3 – Rejeitos (Supervisores de Radioproteção):

#### 3.1 – Transporte de Rejeitos Radioativos:

REGIÃO	UF	EFETIVO
NORTE	AC	
	AM	1
	AP	
	PA	
	RO	

REGIÃO	EFETIVO
Norte	1
Nordeste	1
Sudeste	10
Sul	0
Centro-Oeste	0

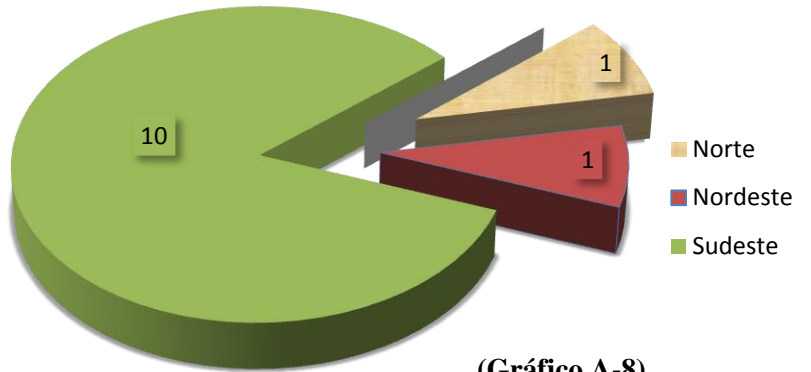
<b>TOTAL:</b>	<b>12</b>
---------------	-----------



REGIÃO	UF	EFETIVO
NORTE	RR	
NORDESTE	AL	
	BA	
	CE	
	MA	
	PB	
	PE	1
	PI	
	RN	
SE		
SUDESTE	ES	
	MG	
	RJ	1
	SP	9

REGIÃO	EFETIVO
--------	---------

**PROFISSIONAIS POR REGIÃO GEOGRÁFICA**



**Tabela A-9** – Profissionais Certificados em Transporte de Rejeitos Radioativos (em 22 Jun 13)

Fonte – <http://www.cnen.gov.br/seguranca/cons-ent-prof/lst-prof-credenciados.asp?OP=TR>

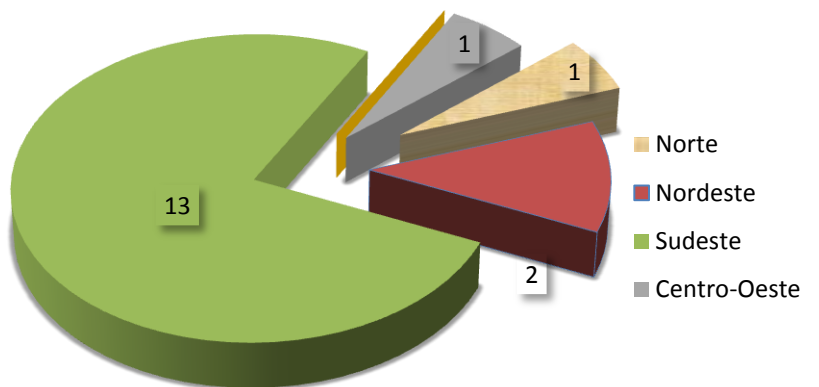
**3.2 – Gerência de Rejeitos Radioativos:**

REGIÃO	UF	EFETIVO
NORTE	AC	
	AM	1
	AP	
	PA	
	RO	
	RR	
NORDESTE	AL	
	BA	
	CE	
	MA	
	PB	
	PE	1
	PI	
	RN	
SE	1	
SUDESTE	ES	2
	MG	6
	RJ	2
	SP	3
CENTRO-OESTE	DF	1
	GO	

REGIÃO	EFETIVO
Norte	1
Nordeste	2
Sudeste	13
Sul	0
Centro-Oeste	1

<b>TOTAL:</b>	<b>17</b>
---------------	-----------

**PROFISSIONAIS POR REGIÃO GEOGRÁFICA**



REGIÃO	UF	EFETIVO	REGIÃO	EFETIVO
CENTRO-OESTE	MT			
	MS			
	TO			

**Tabela A-10** – Profissionais Certificados em Gerência de Rejeitos Radioativos (em 22 Jun 13)

Fonte – <http://www.cnen.gov.br/seguranca/cons-ent-prof/lst-prof-credenciados.asp?OP=GR>

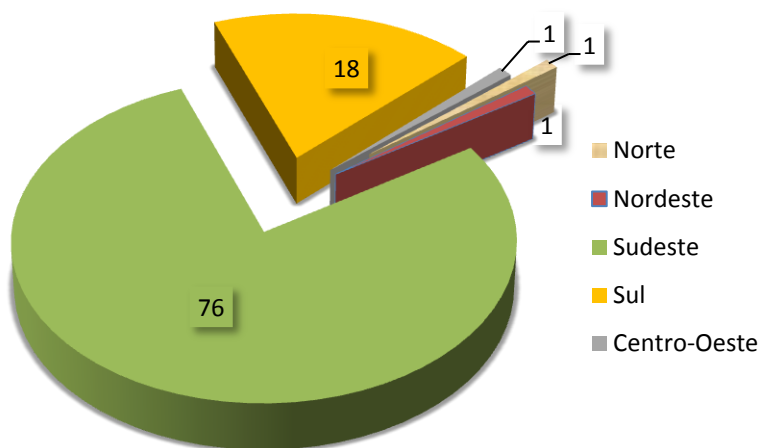
#### 4 – Aplicações Médicas (Profissionais de Nível Superior Habilitados para o preparo, uso e manuseio de Fontes Radioativas):

##### 4.1 – Fontes Radioativas Não Seladas:

##### 4.1.1 – Diagnóstico Laboratorial “in vitro”

REGIÃO	UF	EFETIVO	REGIÃO	EFETIVO
NORTE	AC		Norte	1
	AM		Nordeste	1
	AP		Sudeste	76
	PA	1	Sul	18
	RO		Centro-Oeste	1
	RR			
NORDESTE	AL		<b>TOTAL:</b>	<b>97</b>
	BA			
	CE			
	MA			
	PB	1		
	PE			
	PI			
	RN			
SE				
SUDESTE	ES	1		
	MG	7		
	RJ	30		
	SP	38		
SUL	PR	8		
	SC			
	RS	10		
CENTRO-OESTE	DF	1		
	GO			
	MT			
	MS			
	TO			

**PROFISSIONAIS POR REGIÃO GEOGRÁFICA**



**(Gráfico A-10)**

**Tabela A-11** – Profissionais Certificados em Diagnóstico Laboratorial “in vitro” (em 22 Jun 13)

Fonte – <http://www.cnen.gov.br/seguranca/cons-ent-prof/lst-prof-credenciados.asp?OP=AL>

#### 4.1.2 – Diagnóstico e Terapia com Radiofármacos “in vivo”

REGIÃO	UF	EFETIVO	REGIÃO	EFETIVO
NORTE	AC	1	Norte	8
	AM	3	Nordeste	46
	AP		Sudeste	216
	PA	3	Sul	73
	RO	1	Centro-Oeste	31
	RR		<b>TOTAL:</b>	<b>374</b>
NORDESTE	AL	3	<p><b>PROFISSIONAIS POR REGIÃO GEOGRÁFICA</b></p> <p>(Gráfico A-11)</p>	
	BA	13		
	CE	6		
	MA	1		
	PB	2		
	PE	12		
	PI	2		
	RN	4		
SE	8			
SUDESTE	ES	8		
	MG	34		
	RJ	43		
	SP	131		
SUL	PR	27		
	SC	11		
	RS	35		
CENTRO-OESTE	DF	14		
	GO	8		
	MT	4		
	MS	5		
	TO			

**Tabela A-12** – Profissionais Certificados em Diagnóstico e terapia com Radiofármacos “in vivo” (em 22 Jun 13)

Fonte – <http://www.cnen.gov.br/seguranca/cons-ent-prof/lst-prof-credenciados.asp?OP=AN>

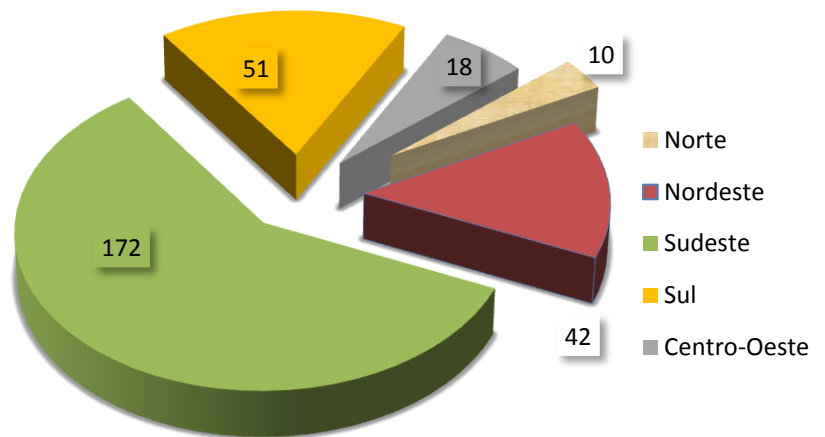
#### 4.2 – Fontes Radioativas Seladas (Terapia com Equipamento de Tele ou Braquiterapia)

REGIÃO	UF	EFETIVO	REGIÃO	EFETIVO
NORTE	AC	1	Norte	10
	AM	4	Nordeste	42
	AP		Sudeste	172
	PA	3	Sul	51
	RO	2	Centro-Oeste	18
	RR		<b>TOTAL:</b>	<b>374</b>

REGIÃO	UF	EFETIVO
NORDESTE	AL	3
	BA	13
NORDESTE	CE	6
	MA	1
	PB	2
	PE	12
	PI	2
	RN	4
	SE	8
	SUDESTE	ES
MG		34
RJ		43
SP		131
SUL	PR	27
	SC	11
	RS	35
CENTRO-OESTE	DF	14
	GO	8
	MT	4
	MS	5
	TO	

REGIÃO	EFETIVO
--------	---------

**PROFISSIONAIS POR REGIÃO GEOGRÁFICA**



(Gráfico A-12)

**Tabela A-13 – Profissionais Certificados em Fontes Radioativas Seladas (Terapia com Equipamento de Tele ou Braquiterapia) (em 22 Jun 13)**

Fonte – <http://www.cnen.gov.br/seguranca/cons-ent-prof/lst-prof-credenciados.asp?OP=CB>

## 5 – Ensino e Pesquisa (Profissionais de Nível Superior Habilitados para o preparo, uso e manuseio de Fontes Radioativas)

### Aplicações no Ensino e na Pesquisa

REGIÃO	UF	EFETIVO
NORTE	AC	3
	AM	
	AP	
	PA	2
	RO	1
	RR	
	NORDESTE	AL
BA		5
CE		1
MA		
PB		

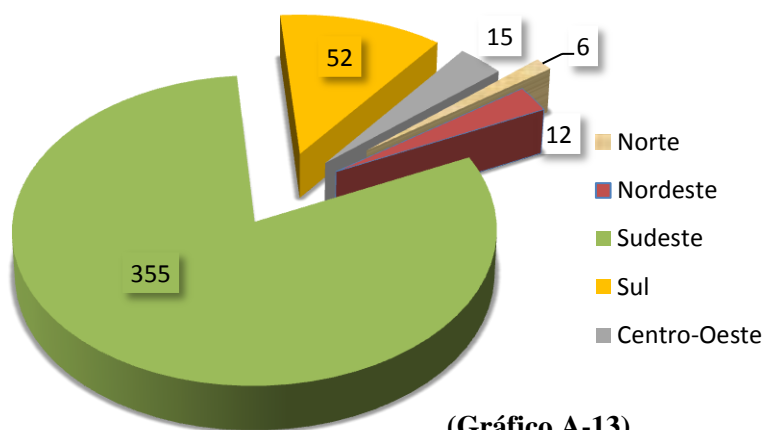
REGIÃO	EFETIVO
Norte	6
Nordeste	2
Sudeste	355
Sul	52
Centro-Oeste	15

<b>TOTAL:</b>	<b>440</b>
---------------	------------

REGIÃO	UF	EFETIVO
NORDESTE	PE	5
	PI	1
	RN	
	SE	
SUDESTE	ES	4
	MG	25
	RJ	117
	SP	209
SUL	PR	19
	SC	2
	RS	31
CENTRO-OESTE	DF	7
	GO	1
	MT	5
	MS	2
	TO	

REGIÃO	EFETIVO
--------	---------

### PROFISSIONAIS POR REGIÃO GEOGRÁFICA



**Tabela A-14** – Profissionais Certificados em Ensino e Pesquisa (em 22 Jun 13)

**Fonte** – <http://www.cnen.gov.br/seguranca/cons-ent-prof/lst-prof-credenciados.asp?OP=AP>

Novamente, a concentração de profissionais em uma única Unidade da Federação tornou desnecessária a sua amostragem em tabela:

REGIÃO	ATIVIDADE	UF	EFETIVO	TOTAL
SUDESTE	MANUTENÇÃO e TROCA de FONTES em EQUIPAMENTO DE TELE ou BRAQUITERAPIA	SP	4	
	RESPONSÁVEL POR INSTALAÇÃO ABERTA (RIA)		851	
	OPERADORES de RADIOGRAFIA INDUSTRIAL		696	

**Tabela A-15** – Profissionais Certificados em Manutenção e Troca de Fontes, RIA e Radiografia Industrial (em 22 Jun 13)

**Fonte** – <http://www.cnen.gov.br/seguranca/cons-ent-prof/lst-prof-credenciados.asp?OP=TF> e, [OP=RIA](http://www.cnen.gov.br/seguranca/cons-ent-prof/lst-prof-credenciados.asp?OP=RIA)

A seguir, veremos um apanhado total da distribuição do efetivo de Profissionais Certificados pela CNEN (Supervisores de Radioproteção – ou SPR, e Profissionais de Nível Superior Habilitados para o preparo, uso e manuseio de Fontes Radioativas), no território nacional. Naturalmente – e como já se era de esperar, a sua concentração está polarizada na Região Sudeste (com, praticamente 80% do efetivo total de profissionais), assim como das atividades pelas quais são responsáveis.

É de se esperar que, onde se encontra a maior concentração de atividades sensíveis, também exista uma maior probabilidade de ocorrerem acidentes/incidentes com a matéria-prima ou

com a prática dessas atividades. Entretanto, não se devem excluir os grandes vazios geográficos de atividades.

## 6 – PROFISSIONAIS CERTIFICADOS pela CNEN (por ESPECIALIDADE e por REGIÃO GEOGRÁFICA)

REGIÃO	TOTAL	Acelerador de Partículas	Irradiador de Grande Porte	Medidor Nuclear (Fixo ou Móvel)	Perfilagem de Poços de Petróleo	Radiofarmácia Industrial	Radiografia Industrial (Classe I)	Radiografia Industrial (Classe II)	Traçador Radioativo Industrial	Medicina Nuclear	Radioterapia	Transporte de Rejeitos	Gerência de Rejeitos	Diagnóstico Laboratorial "in vitro"	Diagnóstico & Terapia com Radiofármacos "in vivo"	Tele ou Braquiterapia	Aplicação no ensino e na Pesquisa	Manutenção e Troca de Fontes em Teleterapia	Responsável por Instalação Aberta (RIA)	Operadores de Radiografia Industrial
Norte	61	1	0	19	1	0	0	1	0	4	8	1	1	1	8	10	6	0	0	0
Nordeste	288	2	1	76	17	0	13	2	0	40	43	1	2	1	46	42	2	0	0	0
Sudeste	3568	45	16	449	42	2	214	12	7	156	232	10	13	76	216	172	355	4	851	696
Sul	428	10	0	82	1	0	29	3	0	44	65	0	0	18	73	51	52	0	0	0
Centro-Oeste	131	2	0	19	0	0	1	0	0	26	17	0	1	1	31	18	15	0	0	0

<b>TOTAL</b>	<b>4476</b>	60	17	645	61	2	257	18	7	270	365	12	17	97	374	293	430	4	851	696
--------------	-------------	----	----	-----	----	---	-----	----	---	-----	-----	----	----	----	-----	-----	-----	---	-----	-----

REGIÃO	Distribuição %
Norte	1,36
Nordeste	6,43
Sudeste	79,71
Sul	9,56
Centro-Oeste	2,93

### PROFISSIONAIS POR REGIÃO GEOGRÁFICA

(Gráfico A-14)

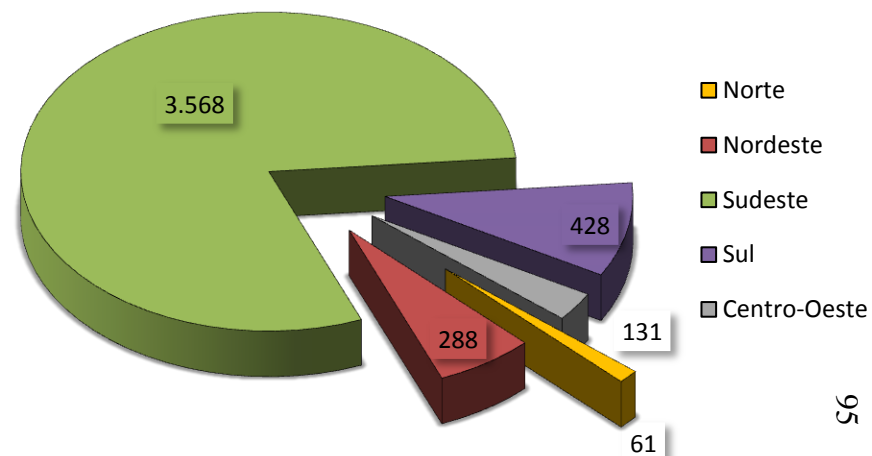


Tabela A-16 – Compilação dos Profissionais Certificados

Fonte – <http://www.cnen.gov.br/seguranca/cons-ent-prof/prof-certificados.asp>

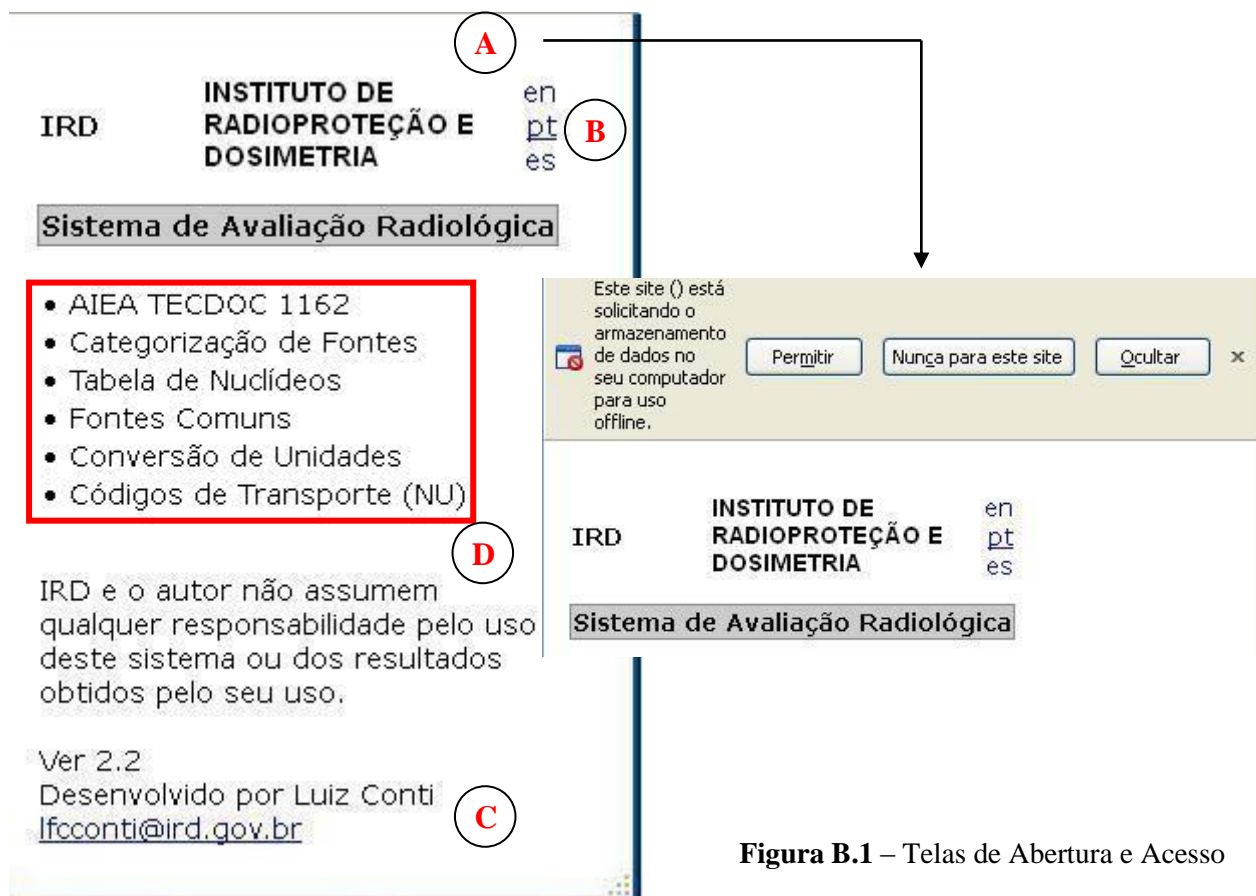
(em 22 Jun 13)

## ANEXO B

### (Telas do Sistema de Avaliação Radiológica – SAR/IRD)

#### 1 – Telas de Abertura:

##### 1.1 – Apresentação e Acesso:



**Figura B.1** – Telas de Abertura e Acesso

Logo que se acessa a Ferramenta SAR – na parte superior da página de apresentação, temos uma Caixa de Diálogo (A) que nos pede para permitir para armazenar dados remotos no computador hospedeiro; a seguir (e à direita da identificação da Instituição responsável), encontramos os idiomas disponibilizados (B) – Inglês e Espanhol (oficiais da IAEA), além do Português; na parte inferior, vemos a citação do autor/desenvolvedor da Ferramenta (Luiz Conti – C) e, finalmente, as funções disponíveis – (D), quais sejam:

- AIEA (ou IAEA) TecDoc 1162;
- categorização de Fontes;
- Tabela de Nucleotídeos;
- Fontes Comuns;
- Conversão de Unidades; e
- Códigos de Transporte (NU)<sup>31</sup>.

<sup>31</sup> – Códigos de Transporte (ONU). ANATT – Instruções Complementares ao Regulamento do Transporte Terrestre de Produtos Perigosos (Resol nº 420, de 12 Fev 04 - ANEXO).



A autorização para o armazenamento de dados é essencial, pois permitirá que o usuário opere remotamente, independentemente de acesso à Rede Mundial de Computadores (InterNet).

### 1.2 – Telas de Conversão de Unidades:



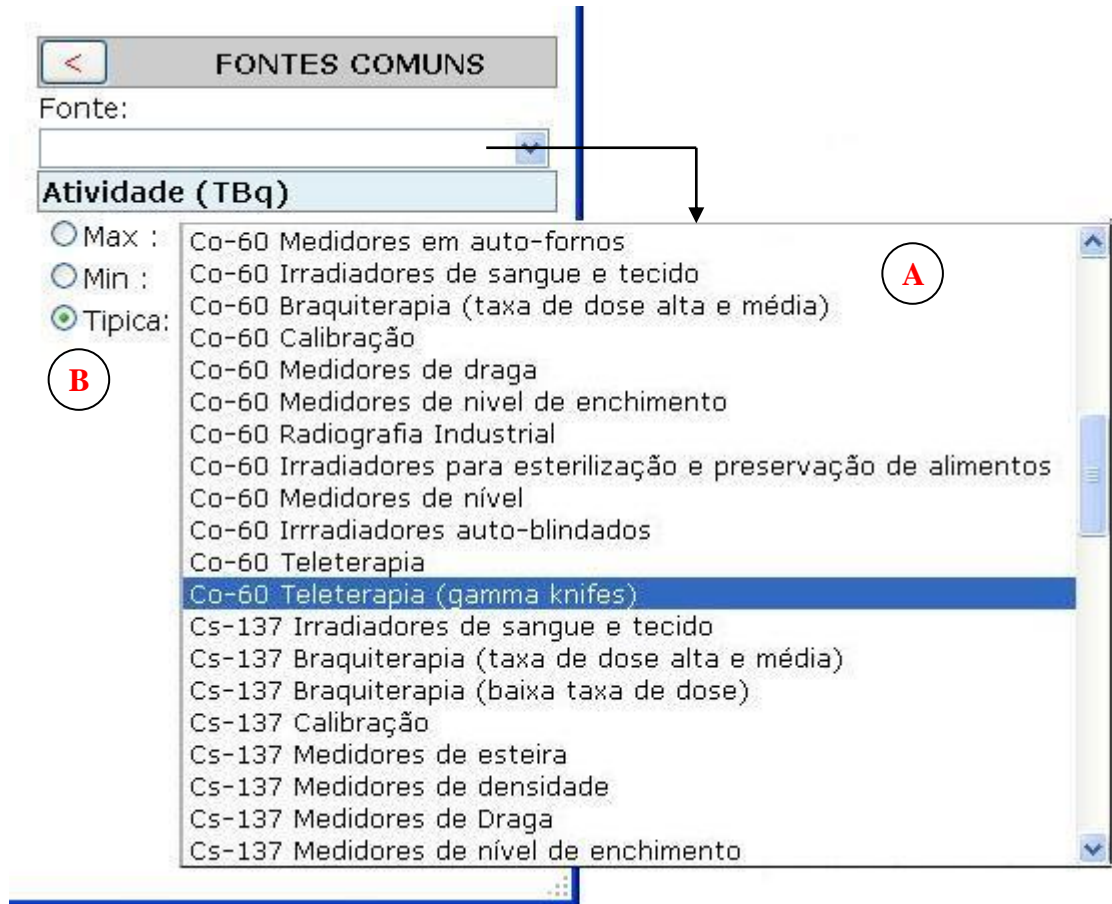
**Figura B.2** – Telas de Conversão de Unidades

Esta parte do Aplicativo nos permite converter (A) o Curie (Ci), assim como o seu submúltiplo, o mili-Curie (mCi) – antiga unidade de Atividade (não pertencente ao SI) em Bequerel (Bq) – e, também em seu múltiplo, em Tera-Bequerel (TBq), ou em Desintegrações por Minutos (DPM) (B). Apesar de a IAEA ter definido o Bq como a Unidade Padrão de Atividade, alguns países do Hemisfério Norte ainda utilizam o Ci como unidade de Atividade – além disso, avulta de importância ressaltar o grande número de equipamentos que apresentam leituras, ainda, nesta antiga unidade.

Na parte inferior (C), pode-se converter a antiga unidade de Dose Rem (o seu submúltiplo mRem) em Sievert (Sv).

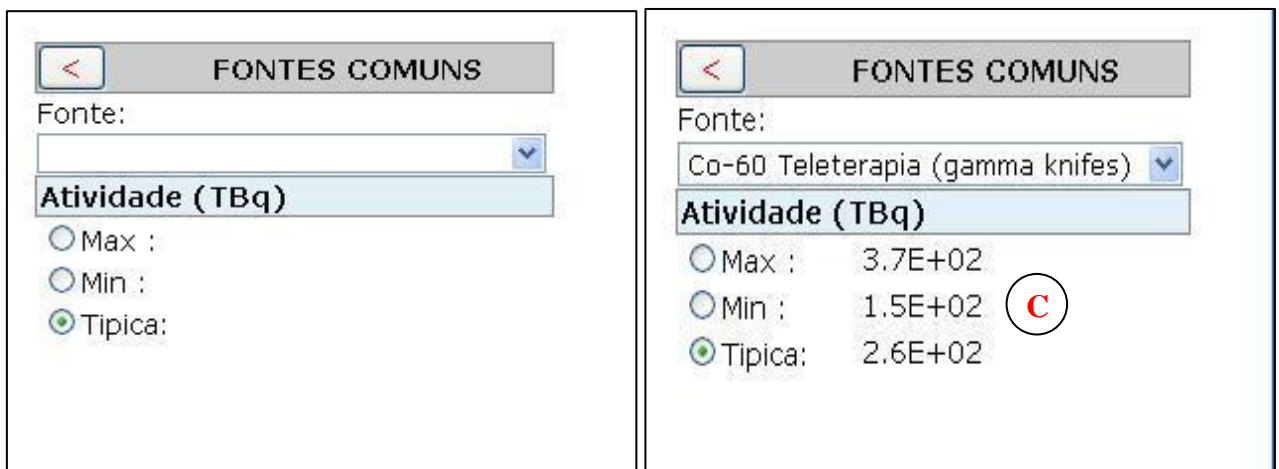
### 1.3 – Telas de Fontes Comuns:

Esta parte da Ferramenta nos dispõe 80 (oitenta) fontes mais utilizadas na indústria (alto-fornos, perfilagem de poços de petróleo, radiografia industrial) e na medicina (gamma knives, tele e braquiterapia) (A) – divididas por 23 (vinte e três) elementos emissores de RI; alguns radionuclídeos apresentam-se sob a forma de mais de um isótopo – como é o caso do Cobalto ( $^{57}\text{Co}$  e  $^{60}\text{Co}$ ), enquanto outros respondem por, até, 15 (quinze) tipos diferentes de práticas – como é o caso do Césio ( $^{137}\text{Cs}$ ). Após a seleção da fonte e respectiva prática, temos as respectivas Atividades Máxima, Mínima e Típica (em TBq) (B).



**Figura B.3** – Tela de Seleção de Fontes Comuns

Um aspecto interessante e curioso é que a fonte selecionada e a sua respectiva Atividade (em TBq) – seja ela Máxima, Mínima ou Típica (C), é mantida quando trocamos para pesquisar a Tabela de Nucleotídeos (mantém-se o nucleotídeo) e a Categorização de Fontes (mantém-se o nucleotídeo e a Atividade selecionada).



**Figura B.4** – Tela de Mostra de Fontes Comuns e respectivas Atividades

#### 1.4 – Telas de Categorização de Fontes:

Estas telas classificam a fonte, de acordo com o RS-G-1.9<sup>32</sup>, de acordo com sua potencialidade de causar danos a saúde humana, ou seja, a sua periculosidade:

The figure displays four screenshots of the 'CATEGORIZAÇÃO DE FONTES' (Source Classification) software interface, showing the classification process for different radionuclides. Each screen includes a title bar, input fields for radionuclide and activity, a 'Resultados' (Results) section, and an 'OBS:' (Notes) section.

**Top Left Screenshot (U-235):**

- Radionuclideo: U-235
- Atividade: 1.0e+111 Bq
- Resultados:
  - D: 8.00e+7 Bq
  - A/D: 1.25e+103
  - Isenção: 1.00e+4 Bq
  - Categoria: 1 (highlighted in red)
- OBS: \*Para este radionuclideo os filhos são uma fonte significativa para a dose nos cenários considerados. \*O valor de D é baseado na consideração do limite de criticalidade. Para mais detalhes veja o Apêndice VIII.

**Top Right Screenshot (H-3):**

- Radionuclideo: H-3
- Atividade: 2.60e+14 Bq
- Resultados:
  - D: 2.00e+15 Bq
  - A/D: 1.30e-1
  - Isenção: 1.00e+9 Bq
  - Categoria: 4 (highlighted in yellow)
- OBS: \*A fração de incorporação para 3H foi duplicada para levar em consideração a absorção pela pele do material dispersado. Esta é uma abordagem conservativa baseada nos dados do ICRP 71, que sugerem que na contaminação atmosférica por HTO, a contribuição da absorção através da pele é ao redor de 1/3 a incorporação por inalação.

**Bottom Left Screenshot (Cs-137):**

- Radionuclideo: Cs-137
- Atividade: 3.7E+11 Bq
- Resultados:
  - D: 1.00e+11 Bq
  - A/D: 3.70e+0
  - Isenção: 1.00e+4 Bq
  - Categoria: 3 (highlighted in yellow)
- OBS: \*Para este radionuclideo os filhos são uma fonte significativa para a dose nos cenários considerados.

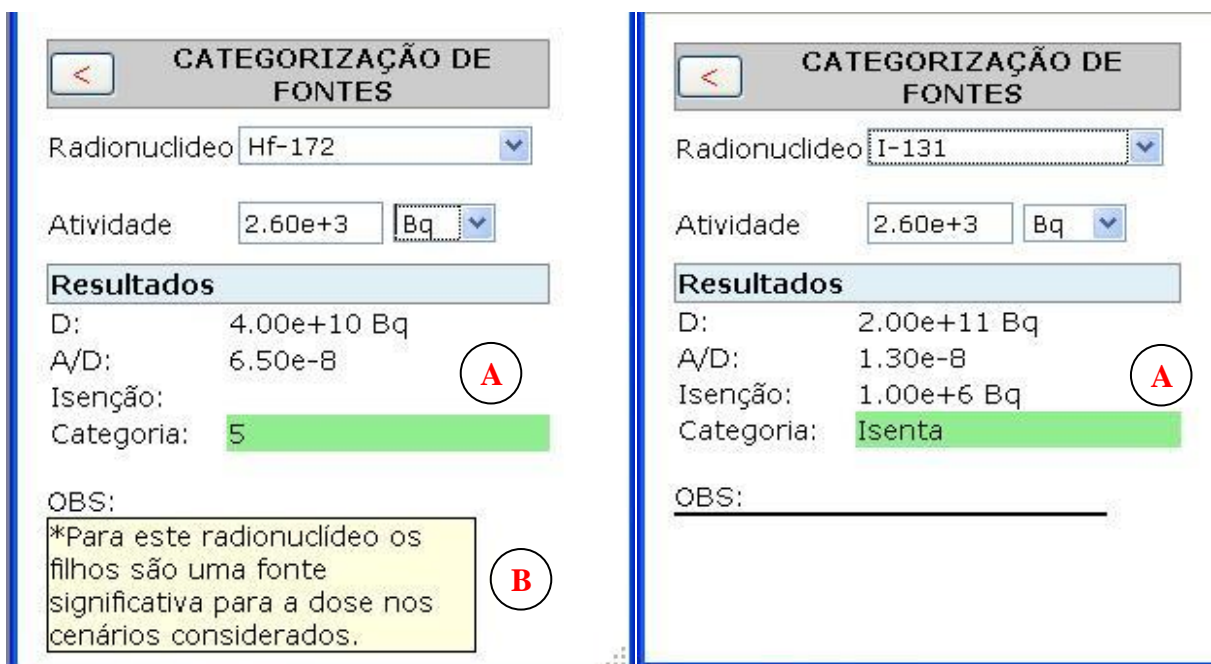
**Bottom Right Screenshot (Co-60):**

- Radionuclideo: Co-60
- Atividade: 3.7E+11 Bq
- Resultados:
  - D: 3.00e+10 Bq
  - A/D: 1.23e+1
  - Isenção: 1.00e+5 Bq
  - Categoria: 2 (highlighted in red)
- OBS:

**Figura B.5** – Telas de Classificação de Fontes (Categorias 1, 4, 3 e 2)

<sup>32</sup> – RS-G-1.9. Categorization of Radioactive Sources – IAEA (STI/Pub 1227). Vienna, 2005.

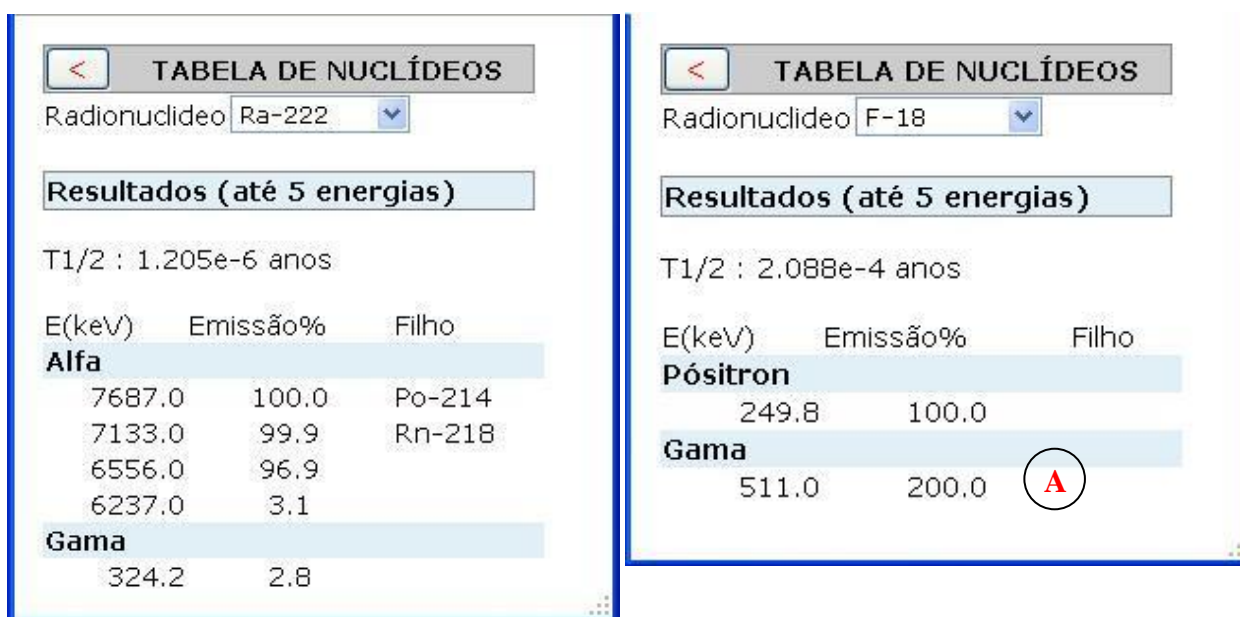
Aspecto notável é a cor atribuída (A) a cada Categoria de Fontes – até mesmo quando a mesma é **Isenta**; de igual maneira, as observações que, por vezes, constam, quando da apresentação da categorização de um Determinado radionuclídeo (B). Outro aspecto é que – uma vez mantidos o nucleotídeo e a Atividade selecionados na Tela de Fontes Comuns, naquela tabela, os valores estão em TBq, enquanto que nesta parte do aplicativo, os dados são fornecidos em Bq.



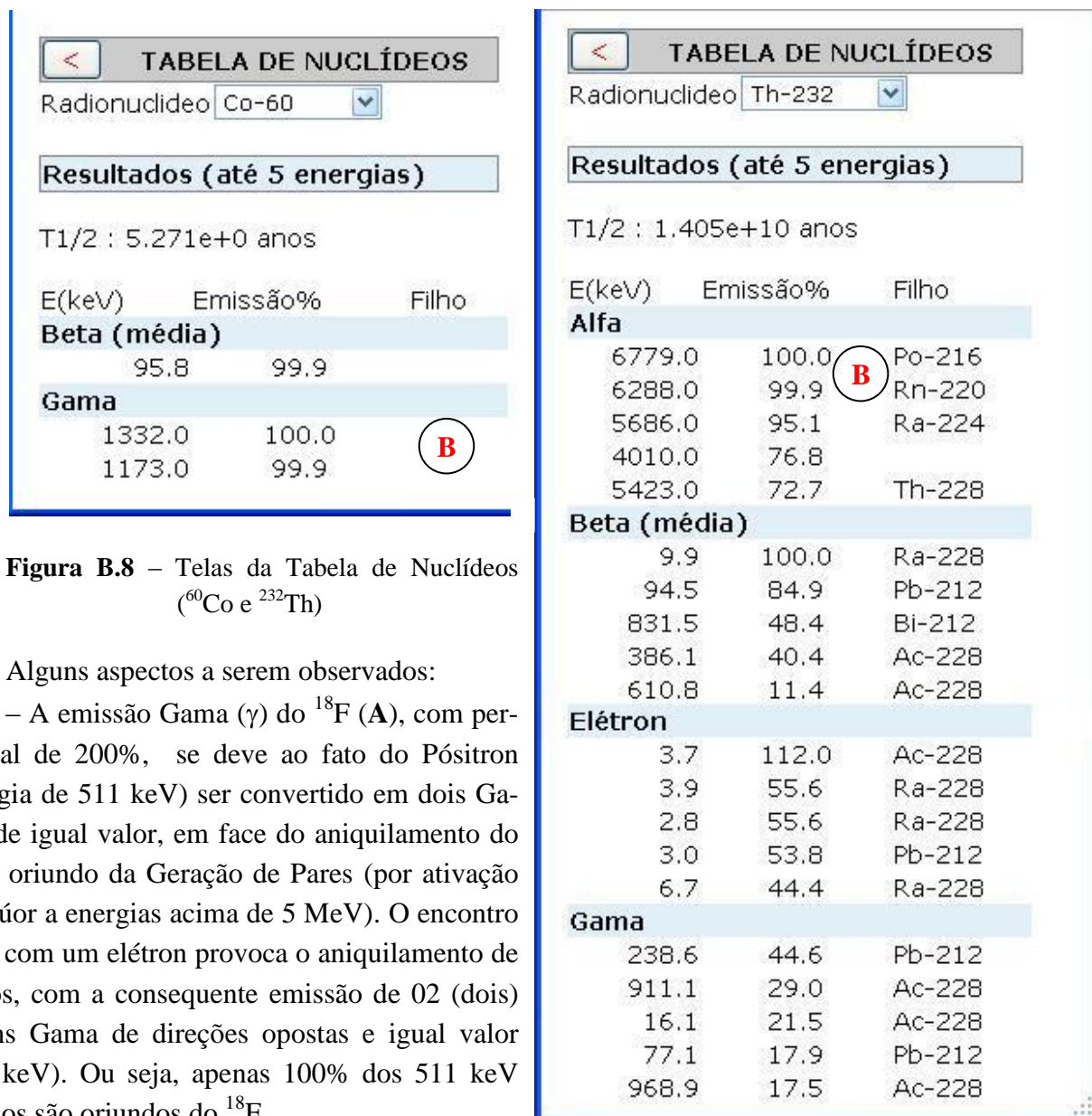
**Figura B.6** – Telas de Classificação de Fontes (Categoria 5 e Isenta)

### 1.5 – Telas de Nuclídeos:

As telas da Tabela de Nuclídeos (ou Radionucleotídeos) nos apresentam o isótopo selecionado – por meio da Caixa de Diálogo (A), em, até, 05 (cinco) energias por tipo de emissão.



**Figura B.7** – Telas da Tabela de Nuclídeos ( $^{222}\text{Ra}$  e  $^{18}\text{F}$ )

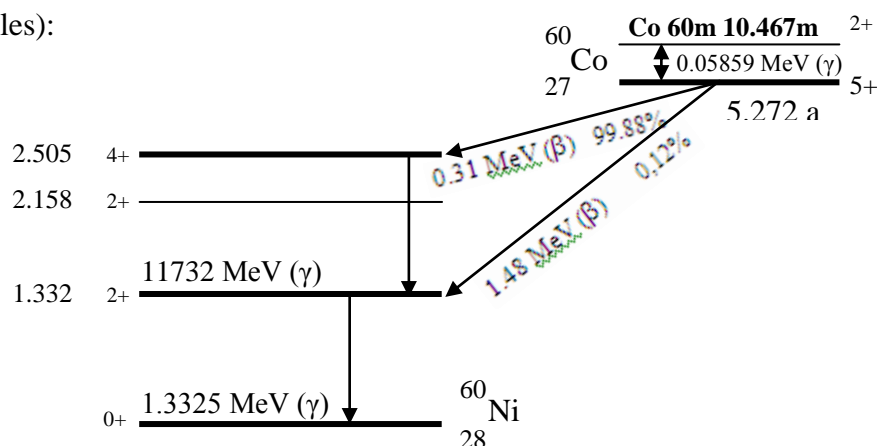


**Figura B.8** – Telas da Tabela de Nuclídeos ( $^{60}\text{Co}$  e  $^{232}\text{Th}$ )

Alguns aspectos a serem observados:

– A emissão Gama ( $\gamma$ ) do  $^{18}\text{F}$  (A), com percentual de 200%, se deve ao fato do Póstron (energia de 511 keV) ser convertido em dois Gammas de igual valor, em face do aniquilamento do fóton oriundo da Geração de Pares (por ativação do Flúor a energias acima de 5 MeV). O encontro deste com um elétron provoca o aniquilamento de ambos, com a consequente emissão de 02 (dois) Fótons Gama de direções opostas e igual valor (511 keV). Ou seja, apenas 100% dos 511 keV gerados são oriundos do  $^{18}\text{F}$ .

– De igual maneira, a emissão do  $^{60}\text{Co}$  ultrapassa os 100% em emissão Gama (B) e com o  $^{232}\text{Th}$ , em suas emissões Alfa ( $\alpha$ ); isto se deve ao decaimento do elementos, assim, para o  $^{60}\text{Co}$  (por ser mais simples):

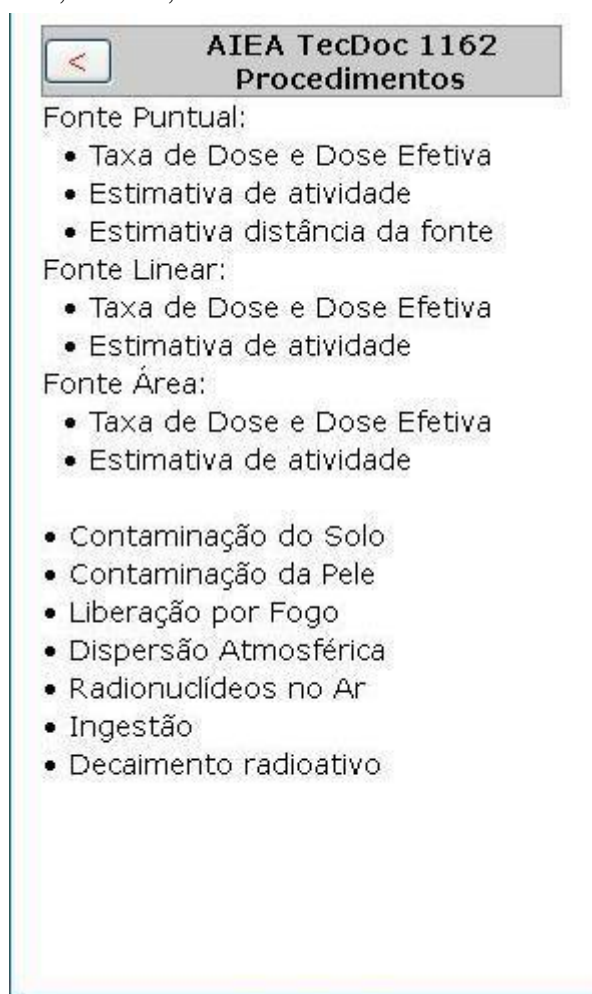


**Figura B.9** – Decaimento do  $^{60}\text{Co}$  (por energias)

### 1.6 – Telas do AIEA TecDoc 1162<sup>33</sup>:

Nesta parte são apresentados os subsídios para atender às necessidades apresentadas no manual da IAEA TecDoc 1162 — as ferramentas e os dados necessários para a resposta inicial a diferentes tipos de situação de emergência radiológica, incluindo emergências envolvendo materiais lacrados e sem lacre radioativos e geradores de radiação, e emergências de transporte.

Apesar do TecDoc 1162 abster-se da abordagem de acidentes envolvendo reatores nucleares, a ferramenta SAR permite abordar o assunto; entretanto, algumas reservas devem ser observadas, em face de sua abrangência e dos desdobramentos decorrentes das condições climáticas que ocorrerão em uma área de grandes dimensões que, por vezes, ultrapassam as fronteiras entre os países ou, mesmo, continentes.



**Figura B.10** – Tela Inicial dos Procedimentos do TecDoc 1162

Como foi dito anteriormente, a Ferramenta SAR memoriza a fonte selecionada (em uma determinada prática), quando do acesso às Fontes Comuns. Assim, partindo-se da hipótese de termos selecionado uma fonte de  $^{60}\text{Co}$  (Gamma Knife) – energia máxima de  $3.70\text{E}+14$  Bq...

<sup>33</sup> – **TecDoc-1162**. Generic Procedures for Assessment and Response during a Radiological Emergency – IAEA. Vienna, 2000.

## 1.6.1 – Fonte Puntual:

### 1.6.1.1 – Taxa de Dose e Dose Efetiva:

FONTE PUNTUAL	
Taxa de Dose & Dose Efetiva	
Radionuclideo	Co-60
Atividade [Bq]	3.70e+14
Blindagem	Ar
Espessura [cm]	0
Distância [m]	2.00
Tempo Exposição [h]	0.17
<b>Resultados</b>	
Taxa de Dose:	3.33e+4 mGy/h
Dose Efetiva:	3.93e+3 mSv

**Figura B.11** – Tela Fonte Puntual – Taxa de Dose e Dose Efetiva ( $^{60}\text{Co}$ )

Observe que temos, também, uma Caixa de Diálogo (A) para o tipo de blindagem que reveste a fonte (ou entre esta e uma pessoa); outro detalhe são as unidades trabalhadas e que a **vírgula** é substituída pelo **ponto**.

No caso, a fonte encontra-se sem blindagem e o observador permaneceu a 2 m dela, por 10 minutos (0.17h) – como consequência, recebeu uma Dose Efetiva de 3.93 E+3 mSv.

### 1.6.1.2 – Estimativa da Atividade:

Com a manutenção, pela Ferramenta SAR, dos dados da fonte de  $^{60}\text{Co}$  (Gamma Knife), temos uma Atividade Estimada da ordem de 3.70 E+14 Bq.

FONTE PUNTUAL	
Estimativa da Atividade	
Radionuclideo	Co-60
Blindagem	Ar
Espessura [cm]	0
Distância [m]	2.00
Taxa de Dose [mGy/h]	3.33e+4
<b>Resultados</b>	
Atividade:	3.70e+14 Bq

**Figura B.12** – Tela de Estimativa da Atividade ( $^{60}\text{Co}$ )

### 1.6.1.3 – Estimativa de Distância da Fonte:

Esta parte da Ferramenta SAR apresenta certa complicação e os valores da Taxa de Dose (final e inicial têm de ser medidos “*in loco*”).

Partindo-se de um valor inicial (A) – medido a 1,0 m de uma fonte e estipulada a taxa de variação entre as leituras, também, de 1,0 m (C); a uma determinada distância (desconhecida para o operador, se faz uma nova leitura – 0,25 mGy/h (B<sub>1</sub>). Isto feito, o sistema nos mostrará a distância da última medida (D<sub>1</sub>).

A validade reside no fato de se poder manipular a segunda medição (B<sub>1</sub>) – que, por exemplo, pode ser a Taxa de Dose máxima [Ex: 1.14e-04 mSv/h (0.14 μSv/h) → 1 mSv/a], para uma determinada fonte, de modo a encontrar a distância mínima de isolamento.

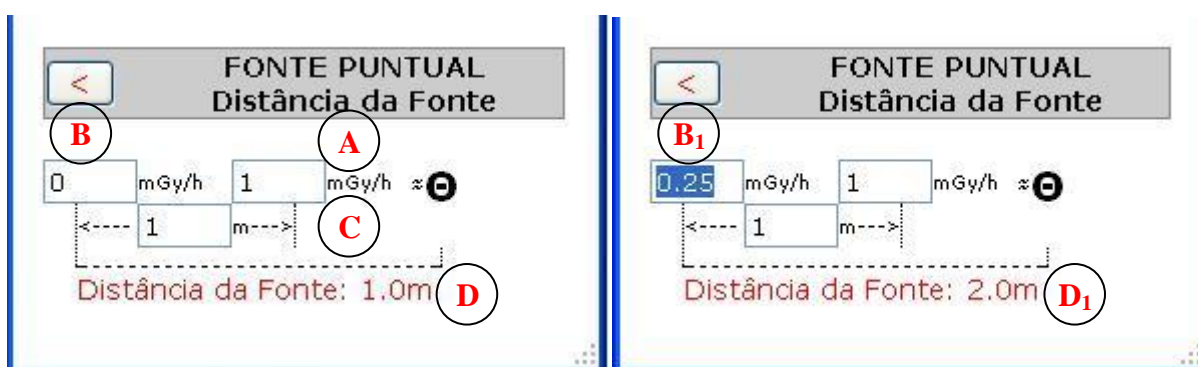


Figura B.13 – Tela de Estimativa da Distância da Fonte

## 1.6.2 – Fonte Linear:

### 1.6.2.1 – Taxa de Dose e Dose Efetiva:

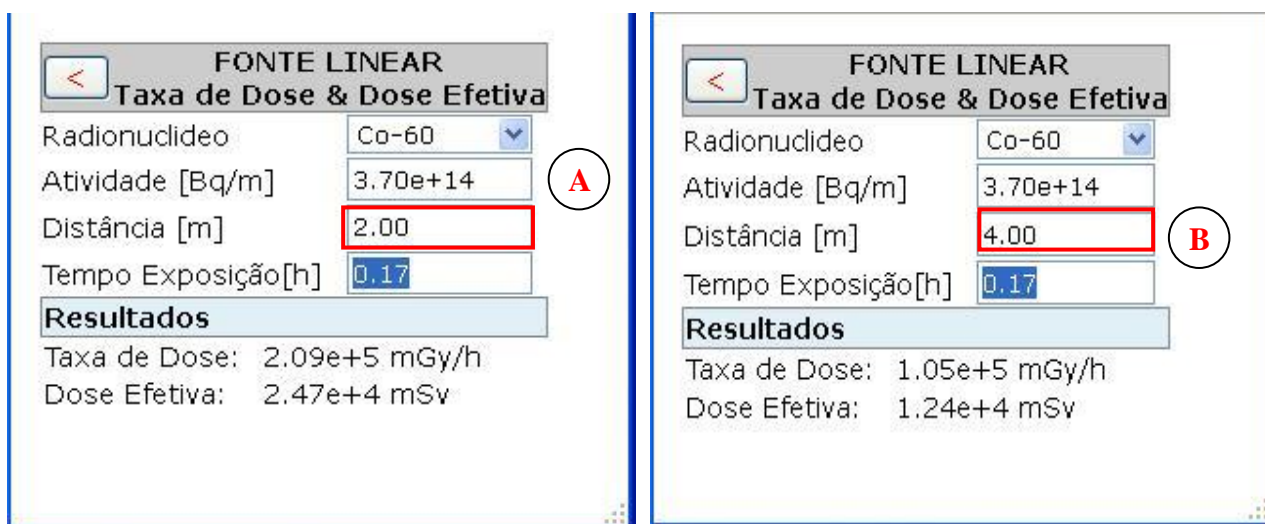


Figura B.14 – Tela Fonte Linear – Taxa de Dose e Dose Efetiva (<sup>60</sup>Co)

Observe que a Atividade (A) foi mantida – agora, como Bq/m, além do fato de não dispormos de blindagem; de igual maneira, a dose se reduz à metade, quando se dobra a distância (B).

### 1.6.2.2 – Estimativa da Atividade:



Com a manutenção, pela Ferramenta SAR, dos dados da fonte de  $^{60}\text{Co}$  (Gamma Knife), temos uma Atividade estimada da ordem de  $3.70 \text{ E}+14 \text{ Bq}$ .

FONTE LINEAR Estimativa da Atividade	
Radionuclideo	Co-60
Distância[m]	2.00
Taxa de Dose[mGy/h]	2.09e+5
<b>Resultados</b>	
Atividade:	3.70e+14 Bq/m

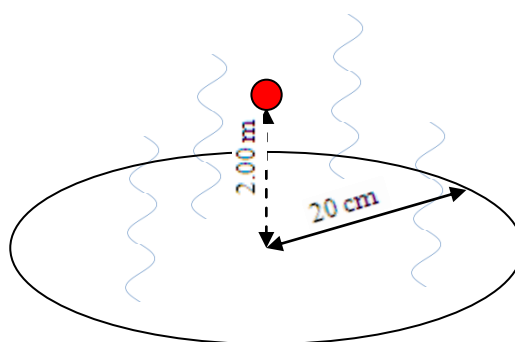
**Figura B.15** – Tela de Estimativa da Atividade ( $^{60}\text{Co}$ )

Naturalmente que, como se pode observar, a Atividade ( $3.70\text{E}+14 \text{ Bq}$  ou  $\text{Bq/m}$ ) e a mesma – quer a fonte seja puntual ou linear; e não poderia deixar de ser, uma vez que se efetuaram cálculos reversos.

### 1.6.3 – Fonte Área:

#### 1.6.3.1 – Taxa de Dose e Dose Efetiva:

FONTE ÁREA Taxa de Dose & Dose Efetiva	
Radionuclideo	Co-60
Atividade [Bq/m <sup>2</sup> ]	3.70e+14
Distância [m]	2.00
Raio da área [m]	0.2
Tempo Exposição[h]	0.17
<b>Resultados</b>	
Taxa de Dose:	8.33e+3 mGy/h
Dose Efetiva:	9.83e+2 mSv



**Figura B.16** – Tela Fonte Linear – Taxa de Dose e Dose Efetiva ( $^{60}\text{Co}$ ) e Esquema de uma Fonte de Área ( $R = 20 \text{ cm}$  ou  $0.2 \text{ m}$ )

Observe que a Atividade (A) foi mantida (agora, como  $\text{Bq/m}^2$ ) e que inserimos o Raio da Área da fonte. Inútil dizer que a Atividade será a mesma – qual seja,  $3.70\text{E}+14 \text{ Bq/m}^2$ ).

### 1.6.4 – Contaminação do Solo:

A partir deste ponto, a manutenção, pela Ferramenta SAR, dos dados da fonte de  $^{60}\text{Co}$  (Gamma Knife) não se deu mais. Utilizamos, pois, uma fonte de  $^{137}\text{Cs}$  com uma deposição estimada de  $7.25\text{E}+8$  Bq/m<sup>2</sup>.

**CONTAMINAÇÃO DO SOLO**

Radionuclideo: Cs-137

Deposição [Bq/m<sup>2</sup>]: 7.25E+8

Estrutura ou Local:  
Casa de tijolos ou concreto de 1

Tempo[h/d]: 0.17

**Resultados**

Dose Ambiente: 1.50e+0 mSv/h

Dose Efetiva

1º mês:	7.17e+2 mSv
2º mês:	6.75e+2 mSv
50 anos:	9.01e+4 mSv

1 m acima de uma superfície infinita lisa  
1 m acima do solo  
Casa de madeira de 1 ou 2 andares (sem porão)  
Casa de tijolos ou concreto de 1 ou 2 andares (sem porão da casa, 1 ou 2 paredes totalmente expostas-  
Porão da casa, 1 ou 2 paredes totalmente expostas-  
Estruturas de três ou quatro andares (500 à 1000 m;  
Estruturas de três ou quatro andares (500 à 1000 m;  
Estruturas de vários andares ( > 1000 m2 por piso)-  
Estruturas de vários andares ( > 1000 m2 por piso)-  
Nenhum

**Figura B.17** – Tela de Contaminação do Solo ( $^{137}\text{Cs}$ )

Observando a Caixa de Diálogo (A), vemos que o sistema nos permite 11 (onze) opções de construções ou abrigos da irradiação, sendo a mais simples ao ar livre e imediatamente sobre o solo.

### 1.6.5 – Contaminação de Pele e Roupas:

**CONTAMINAÇÃO DE PELE E ROUPAS**

Radionuclideo: Cs-137

Atividade [Bq]: 7.2E+8

Fator de Blindagem: 0.25

Tempo Exposição [h]: 0.17

**Resultados**

Dose Ef. Beta: 4.90e+4 mSv/h

Roupas de Verão: 0.2 - 0.3  
Roupas de Inverno: 0.001

**Figura B.18** – Tela de Contaminação de Pele e Roupas ( $^{137}\text{Cs}$ )

O Sistema voltou a manter a Atividade (da Deposição) informada na Tela de Contaminação do Solo. Observem que o ponto de interrogação vermelho, uma vez acionado, nos mostra a orientação (A) para o valor do “Fator de Blindagem” promovido pela vestimenta.

### 1.6.6 – Liberação por Fogo:

A rotina de Liberação por Fogo – inoperante na Versão 2.1, foi ativada em 04 Set 13 pelo idealizador do Programa. A Taxa de Liberação (em Bq/s) (A) será indexada, automaticamente, no cálculo da Dispersão Atmosférica (a seguir), por característica do Aplicativo.

**LIBERAÇÃO POR FOGO**

Radionuclideo: Cs-137

Atividade [Bq]: 58E+3

Tempo Liberação[s]: 30

**Resultados**

Taxa Liberação: 1.93e+1 Bq/s

Figura B.19 – Tela de Liberação por Fogo ( $^{137}\text{Cs}$ )

### 1.6.7 – Dispersão Atmosférica:

**DISPERSÃO ATMOSFÉRICA**

Radionuclideo: Co-60

Liberação[Bq/s]: 58E+0

Vel. Vento[m/s]: 14

Distância [km]: <0.5

Classe Estabilidade: D

**Resultados**

Conc. no Ar: 3.27e-3 Bq/m<sup>3</sup>

**Observação**

Observação	Velocidade [m/s]
fumaça sobe verticalmente	0.3
Desvio da fumaça indica a direção; não se sente o vento na face	1
Vento sentido na face; folhas e cata-vento se movem	2 - 3
Folhas e galhos se movem; vento abre bandeira	4 - 5
Movimento de poeiras, papéis e galhos	6 - 7
Pequenas arvores balançam	8 - 9
Grandes galhos se movem, cabos balançam	10 - 12
Árvores inteiras em movimento	13 - 15
Quebra de galhos finos; dificuldade de locomoção	16 - 18
Ocorrência de danos estruturais leves	19 - 21
Árvores arrancadas com raiz; danos estruturais	22 - 25
Rara, danos generalizados	> 25

**RELAÇÃO ENTRE CLASSES DE ESTABILIDADE E CONDIÇÕES DE TEMPO**

Vel. Vento [m/s]	Insolação diurna (radiação solar)			Condições noturnas		Dia ou Noite
	Forte	Moderada	Leve	cobertura fina ou >4/8 sem nuvem	<3/8 sem nuvem	Cobertura Pesada
<2	A	A-B	B	-	-	D
2	A	B	C	E	F	D
4	B	B-C	C	D	E	D
6	C	C-D	D	D	D	D
>6	C	D	D	D	D	D

Figura B.20 – Tela de Dispersão Atmosférica ( $^{137}\text{Cs}$ )

Nesta fase – a exceção do radionuclídeo, todos os dados têm de ser inseridos (a liberação em Bq/s e a distância da fonte em km).

Atenção para 02 (dois) parâmetros que surgem como orientação, uma vez acionados o respectivo ponto de interrogação vermelho. A Velocidade do Vento (**A**) é fornecida pela aparência do meio-ambiente; a Classe de Estabilidade (**B**) deriva de uma relação entre a Velocidade do Vento, a Insolação Diurna ou Condições Noturnas ou, ainda, a Cobertura do tempo.

### 1.6.8 – Radionuclídeos no Ar:

Como a Ferramenta SAR tem um caráter integrativo, a Concentração no Ar - encontrada na Dispersão Atmosférica, foi mantida ( $3.27E-3 \text{ Bq/m}^3$ ), apesar de termos trocado o radionuclídeo (de  $^{60}\text{Co}$  para  $^{131}\text{I}$ ).

Nesta parte, temos a opção da Correção do Decaimento (**A**) – se utilizássemos o  $^{60}\text{Co}$  ou o  $^{137}\text{Cs}$ , que têm  $T_{1/2}$  de 5 e 30 anos, aproximada e respectivamente, não se constataria variação aparente (uma vez que se considerou o intervalo de 8 h). Entretanto, para o  $^{131}\text{I}$  – com  $T_{1/2}$  de  $2.203E-2^a$  (ou 8.04d), a diferença é pequena, porém já mensurável.

RADIONUCLÍDEOS NO AR	
Radionuclideo	I-131
Conc. no Ar [Bq/m <sup>3</sup> ]	3.27e-3
Tempo Exposição[h]	8
Taxa Inalação[m <sup>3</sup> /h]	1.5
<input type="checkbox"/> Correção Decaimento	
<b>Resultados</b>	
>Inalação	
Dose Ef.Comp.:	2.88e-7 mSv
>Tireóide	
Dose Eq.Comp.:	6.00e-6 mSv
>Externa	
Dose Efetiva:	2.12e-9 mSv

RADIONUCLÍDEOS NO AR	
Radionuclideo	I-131
Conc. no Ar [Bq/m <sup>3</sup> ]	3.27e-3
Tempo Exposição[h]	8
Taxa Inalação[m <sup>3</sup> /h]	1.5
<input checked="" type="checkbox"/> Correção Decaimento	
<b>Resultados</b>	
>Inalação	
Dose Ef.Comp.:	2.84e-7 mSv
>Tireóide	
Dose Eq.Comp.:	5.92e-6 mSv
>Externa	
Dose Efetiva:	2.09e-9 mSv

Figura B.21 – Tela de Radionuclídeos no Ar ( $^{131}\text{I}$ )

### 1.6.9 – Ingestão:

Outra parcela da ferramenta SAR em que se aplica o recurso do Decaimento (**A**) - naturalmente, notável com radionuclídeos de  $T_{1/2}$  relativamente curta; assim, para tal, utilizou-se o  $^{18}\text{F}$  – com  $T_{1/2}$  de 110 min.

A tela de Ingestão, ainda, nos proporciona a Dose Efetiva – que e, realmente, o que nos interessa (em face de quantificar o dano causado), uma vez que integra a Dose, ao “peso” da radiação e ao fator de detrimento do órgão. Além disso, apresenta-se a discriminação por faixa etária.

A Taxa de Ingestão (Consumo) é um dado tabelado médio, enquanto que o Tempo de Ingestão deve ser pesquisado “in loco”; ambas podem fazer parte de hábitos e rotinas de uma população.

INGESTÃO	
Radionuclideo	F-18
Atividade[Bq/kg]	3E+4
Consumo[Kg/d]	0.5
Tempo Ingestão[d]	2
<input type="checkbox"/> Correção Decaimento	
Resultados	
Idade(anos)	Dose Efetiva (mSv)
<1	1.56e-2
1 a 2	9.00e-3
2 a 7	4.50e-3
7 a 12	2.73e-3
12 a 17	1.86e-3
> 17	1.47e-3

INGESTÃO	
Radionuclideo	F-18
Atividade[Bq/kg]	3E+4
Consumo[Kg/d]	0.5
Tempo Ingestão[d]	2
<input checked="" type="checkbox"/> Correção Decaimento	
Resultados	
Idade(anos)	Dose Efetiva (mSv)
<1	8.59e-4
1 a 2	4.95e-4
2 a 7	2.48e-4
7 a 12	1.50e-4
12 a 17	1.02e-4
> 17	8.09e-5

**Figura B.22** – Tela de Ingestão ( $^{18}\text{F}$ ) – com e sem Decaimento

### 1.6.10 – Decaimento Radioativo:

Esta ferramenta de auxílio do SAR já foi bastante utilizada, ainda que de forma conjunta e meio obscura.

DECAIMENTO RADIOATIVO	
Radionuclideo	Co-60
Atividade	3.70e+14
Data Inicial	1/4/2013 08:00
Data Final	4/10/2013 14:00
Resultados	
T1/2 :	5.27 y
Tempo :	5.103e-1 y
Atividade:	3.46e+14

DECAIMENTO RADIOATIVO	
Radionuclideo	F-18
Atividade	3.70e+14
Data Inicial	1/4/2013 08:00
Data Final	4/6/2013 14:00
Resultados	
T1/2 :	1.83 h
Tempo :	1.542e+3 h
Atividade:	8.19e-240

**Figura B.23** – Tela de Decaimento e Atividade final ( $^{60}\text{Co}$  e  $^{18}\text{F}$ )

De extrema utilidade – uma vez que a atividade de uma determinada fonte pode estar sendo majorada, pelas Telas de Decaimento, acima, podemos ver os resultados que são apresentados; o período adotado é de 6 (seis) meses e, enquanto que o  $^{60}\text{Co}$  pouco se alterou, o mesmo não podemos dizer do  $^{18}\text{F}$  (T  $\frac{1}{2}$  de 01:50h) – 60 dias depois, apresentava uma atividade de, incríveis,  $8.19 \times 10^{-240}$  (E-240) Bq (praticamente extinto).

### 1.7 – Tela de Códigos de Transporte (NU ou ONU):

Lista os 25 materiais incluídos na Classe 7 de Transporte<sup>34</sup> – a referência conceitual utilizada para a realização do trabalho foi aquela preparada pelo Comitê de Peritos das Nações Unidas (NU) sobre o Transporte de Produtos Perigosos (ST/SG/Ac. 10/1/V.11 e 12). Foram considerados, também, os seguintes convênios internacionais em suas versões mais recentes:

- Acordo Europeu sobre o Transporte de Produtos Perigosos por Rodovia (ADR); e
- Regulamentos Internacionais sobre o Transporte de Produtos Perigosos por Ferrovia (RID).

Códigos de Transporte (NU)	
Código	Material Radioativo
2908	Material Exceptivo, embalado vazio
2909	Material Exceptivo, artigos manufaturados de Urânio natural, Urânio emboprecido ou Tório natural
2910	Material Exceptivo, quantidade limitada de material
2911	Material Exceptivo, instrumentos ou artigos
2912	Baixa Atividade Específica (BAE-I) não-fisíveis ou fisíveis exceptivos
2913	Objetos com contaminação de superfície (OCS-I ou OCS-II) não-fisíveis ou fisíveis exceptivos
2915	Embalado Tipo A , em forma não-especial, não-fisíveis ou fisíveis exceptivos
2916	Embalado Tipo B(U) , não-fisíveis ou fisíveis exceptivos
2917	Embalado Tipo B(M) , não-fisíveis ou fisíveis exceptivos
2919	Transportado sob arranjos especiais, não-fisíveis ou fisíveis exceptivos
2977	Hexafluoreto de Urânio, fisíveis
2978	Hexafluoreto de Urânio, não-fisíveis ou fisíveis exceptivos
3321	Baixa Atividade Específica (BAE-II), não-fisíveis ou fisíveis exceptivos
3322	Baixa Atividade Específica (BAE-III), não-fisíveis ou fisíveis exceptivos

**Figura B.24** – Telas de Códigos de Transporte da ONU (com 14 dos 25 materiais relacionados)

Pelo abordado neste ANEXO, o SAR é uma ferramenta dinâmica e integradora – na manutenção do resultado de uma etapa, quando este se fizer necessários na(s) etapa(s) seguinte(s).

Avulta de importância observar a notação científica empregada na expressão dos valores (Ex: **1.14e-04** e não  $1,14 \times 10^{-4}$ , ou coisa que o valha – ou seja, a pontuação que separa a unidade é o ponto e não a vírgula).

Para o acesso *on line*, pode-se acessar o sítio do IRD (<http://www.ird.gov.br/ear/>). Entretanto, existe a opção de se utilizar o sistema *off line* – no computador, em aparelhos celulares (com Android) ou, ainda, em Iphone e Ipad. Para tal, após acessar o sistema no sítio do IRD usando o Safari ou o navegador do Android:

- no Ipad e Iphone: tocar no ícone que possui uma seta (barra de ferramentas no topo da tela) e escolher a opção "Adicionar a tela de início"; e

<sup>34</sup> – **Códigos de Transporte**. <http://www.unifesp.br/reitoria/residuos/legislacao/arquivos/ResolucaoAnexo420.pdf>.

- no Android: deve-se “Adicionar aos Favoritos”; pressionando o ícone criado na tela de Favoritos, até que apareça um menu quando, então, deverá selecionar a opção "Adicionar atalho à página inicial".



**Figura B.25** – Tela de Abertura do aplicativo instalado em aparelho telefônico celular com Sistema Operacional Android

Com este procedimento, toda vez que se usar o programa e, caso haja conexão à internet disponível, o site do IRD será acessado e se houver uma nova versão esta será instalada automaticamente (às vezes para que a atualização ocorra é preciso sair do programa e abrir de novo). Se não houver conexão com a internet a versão instalada no dispositivo será utilizada. (CONTI, Luiz Fernando de Carvalho. Comunicação pessoal. Rio de Janeiro, 2013)

## ANEXO C

### (Formulário de validação para o SAR/IRD)

#### 1 – IAEA TecDoc 1162:

##### 1.1 – Fontes Puntuais:

##### 1.1.1 – Dose Efetiva:

A Dose Efetiva (**E**) a uma distância (**X**) de uma fonte pontual pode ser estimada por:

$$E = \frac{A \times Cf \times \Delta T_e \times (0,5)^{d/d \frac{1}{2}}}{X^2}$$

Onde, temos:

**E** – Dose Efetiva (mSv)

**A** – Atividade (kBq)

$\Delta T_e$  – Duração da exposição (h)

**Cf** – Fator de Conversão [mSv/(h x kBq)]

**X** – Distância até a fonte pontual (m)

$d_{\frac{1}{2}}$  – Camada Semi-Redutora (CSR) (cm)

**d** – Espessura da Blindagem (cm).

##### 1.1.2 – Taxa de Dose:

A Taxa de Dose (**D**) – em termos de Kerma no ar ( $K_{Ar}$ ), a uma certa distância (**X**) da fonte pontual é estimada usando a seguinte equação:

$$D = \frac{A \times Cf \times (0,5)^{d/d \frac{1}{2}}}{X^2}$$

Onde temos, como necessidade, os mesmos dados da primeira fórmula, exceto:

**D** – Taxa de Dose (mGy/h)

##### 1.1.3 – Distância da Fonte:

Uma estimativa da distância entre um ponto de medida e a fonte pode ser obtida fazendo duas medições de taxas de dose em dois pontos distintos, alinhados com a suposta posição da fonte. Empregando a lei do inverso do quadrado temos que:

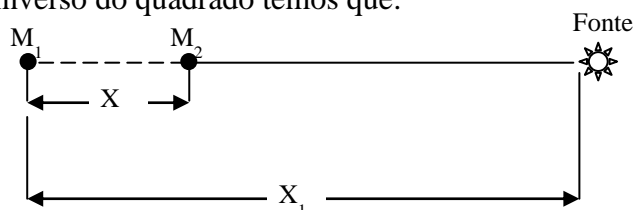
$$X_1 = \frac{X}{1 - \sqrt{\frac{D_1}{D_2}}}$$

Onde:

$X_1$  – Distância até a fonte (medida desde o ponto  $M_1$ ) (m)

**X** – Distância entre os dois pontos de medição (m)

$D_1$  – Taxa de Dose medida no ponto  $M_1$  (mGy/h)





$D_2$  – Taxa de Dose medida no ponto  $M_2$  (mGy/h)

Um detalhe a ser observado é que, em  $M_1$ , podemos observar os Limites de Dose Anuais<sup>35</sup>, quais sejam:

LIMITES de DOSE ANUAIS <sup>(a)</sup>			
GRANDEZA	ÓRGÃO	IOE	PÚBLICO
Dose Efetiva (E) <sup>(f)</sup>	Corpo Inteiro	20 mSv <sup>(b)</sup>	1 mSv <sup>(c)</sup>
	Idem (mulheres grávidas – <b>FETO</b> )	1 mSv	—
Dose Equivalente ( $H_T$ )	Cristalino	20 mSv <sup>(b)</sup>	15 mSv
	Pele <sup>(d)</sup>	500 mSv	50 mSv
	Extremidades <sup>(e)</sup>		—

**Obs:** (a) – administrativamente, o termo Dose Anual é avaliado de Jan a Dez;

(b) – Média aritmética em 05a consecutivos ( $E$  e  $H_T \leq 50$  mSv em qualquer ano)<sup>21</sup>;

(c) – Autorizado até 5 mSv, em circunstâncias especiais (Dose média em 05a consecutivos  $< 1$  mSv/a);

(d) – Valor médio em  $1 \text{ cm}^2$ , na região mais irradiada;

(e) – Mãos e pés; e

(f) –  $E = E_{\text{Externa}}$  (Exposições) +  $E_{\text{Comprometida}}$  (Incorporações).

**Tabela C-1** – Limites de Doses Anuais estabelecidos pela Norma CNEN-NN-3.01 e alterados pela Resolução 114/2011

Fonte – RAMOS, Manoel Mattos Oliveira et al. Grandezas e Unidades para radiação Ionizante – LNMRI/IRD. Rio de Janeiro, 2011.

Como se pode observar, o valor de  $D_1$  (Taxa de Dose medida no ponto  $M_1$ ) é requisitado pela Ferramenta SAR em mGy/h. entretanto – e, novamente nos valendo do manual do LNMRI, temos as seguintes fórmulas:

$$H_T = \sum_R W_R \times D_T$$

Onde:  $H_T$  – Dose Equivalente (em Sv = Joule/kg)

$D_T$  – Valor médio da Dose Absorvida (em Gy = Joule/kg)

$W_R$  – Fator de Peso da Radiação

TIPO de RADIAÇÃO	ENERGIA ( $\epsilon$ )	$W_R$
Fótons (Gama e X)	—	1
Elétrons e Múons		
Nêutrons	$\epsilon < 10 \text{ keV}$	5
	$10 \text{ keV} < \epsilon < 100 \text{ keV}$	10
	$100 \text{ keV} < \epsilon < 2 \text{ MeV}$	20
	$2 \text{ MeV} < \epsilon < 20 \text{ MeV}$	10

<sup>35</sup> – CNEN. Norma CNEN-NN-3.01; Diretrizes Básicas de Proteção Radiológica. Brasília, 2005 (alterada pela Resolução nº 114/2011)

TIPO de RADIAÇÃO	ENERGIA ( $\epsilon$ )	$W_R$
Nêutrons	$\epsilon > 20 \text{ Mev}$	5
Prótons <sup>(a)</sup>	—	
Alfa e Íons Pesados <sup>(b)</sup>		

- Obs:** (a) – Incluindo partículas com unidade de carga e massa de repouso maior que 1.0 U.M.A. e  $\epsilon > 2 \text{ MeV}$  (exceto Prótons de Recuo); e  
 (b) – Incluindo os fragmentos de fissão e demais partículas com carga superior a uma unidade de carga.

**Tabela C-2** – fator de Peso da Radiação ( $W_R$ )

Assim, se estivermos tratando com radiação Gama ou Raios-X, os valores da Taxa de Dose (em mGy/h) poderão ser iguais (em módulo) ao Limite de Dose Anual (já convertido em mSh/h) – pois  $W_R = 1$ ; o temos o limite de 1 mSv/a para indivíduos do público.

Caso se vá abordar (por exemplo) o Limite de Dose Anual no cristalino, entrará em cena o conceito de Dose Efetiva ( $H_T$ ), qual seja:

$$E = \sum_T W_T \times H_T$$

Onde: E – Dose Efetiva (em Sv = Joule/kg)

$H_T$  – Dose Equivalente atribuída ao Tecido

$W_T$  – Fator de Peso para o Tecido

### 1.1.4 – Atividade:

Sabendo-se a distância em que se encontra a fonte (obtida usando-se o procedimento acima), o modelo estima a atividade da fonte por:

$$A = \frac{D_1 \times X_1^2}{Cf \times 0,5^{d/d_{1/2}}}$$

Onde:  $D_1$  – Taxa de Dose (mGy/h)

Cf – Fator de Conversão [mGy/(h x kBq)]

A – atividade da fonte (kBq)

$X_1$  – distância até a fonte pontual (m)

$d_{1/2}$  – Camada Semi-Redutora (CSR) (cm)

d – Espessura da Blindagem (cm).

## 1.2 – Fontes Lineares:

### 1.2.1 – Dose efetiva:

A Dose Efetiva (**E**) a uma distância (**X**) de uma fonte linear estima-se pela equação:

$$E_{Ext} = \frac{\pi \times A \times Cf \times \Delta T_e}{X}$$

Onde, temos:  $E_{Ext}$  – Dose Efetiva (mSv)

- A – Atividade (kBq/m)  
 $\Delta T_e$  – Duração da exposição (h)  
 Cf – Fator de Conversão [mSv/(h x kBq)]  
 $\pi$  – (pi) 3,14159  
 X – Distância até a fonte pontual (m).

### 1.2.2 – Taxa de Dose:

A Taxa de Dose (**D**) – em termos de Kerma no ar ( $K_{Ar}$ ), a uma certa distância (**X**) da fonte linear é estimada usando a seguinte equação:

$$D = \frac{\pi \times A \times Cf}{X}$$

Onde temos, como necessidade, os mesmos dados da primeira fórmula, exceto:  
 D – Taxa de Dose (mGy/h)

### 1.2.3 – Atividade Específica:

Sabendo-se a distância em que se encontra a fonte, o modelo estima a atividade da fonte por:

$$A = \frac{D \times X}{\pi \times Cf}$$

Onde: D – Taxa de Dose (mGy/h)  
 Cf – Fator de Conversão [mGy/(h x kBq)]  
 $\pi$  – (pi) 3,14159  
 A – atividade da fonte (kBq/m)  
 X – distância até a fonte linear (m)

## 1.3– Fontes de Área (Derramamento):

### 1.3.1 – Dose efetiva:

Quando temos uma situação de derramamento de uma substância contendo um radio-nuclídeo, assume-se que esta assumirá (no solo e após cair) uma forma circular e a Dose Efetiva (**E**) - irradiação externa, a uma distância (**X**) dessa fonte será calculada por:

$$E_{Ext} = 2\pi \times A \times Cf \times \Delta T_e \times \ln \left[ \frac{X^2 + R^2}{X^2} \right]$$

Onde, temos:  $E_{Ext}$  – Dose Efetiva (mSv)  
 A – Atividade (kBq/m<sup>2</sup>)  
 $\Delta T_e$  – Duração da exposição (h)  
 $\pi$  – (pi) 3,14159  
 Cf – Fator de Conversão [mSv/(h x kBq)]  
 X – Distância até a borda do derramamento (m)  
 R – Raio do derramamento (m)

### 1.3.2 – Taxa de Dose:

A Taxa de Dose (**D**), a certa distância (**X**) da borda do derramamento será calculada por meio da seguinte expressão:

$$D = 2\pi \times A \times C_f \times \ln \left[ \frac{X^2 + R^2}{X^2} \right]$$

Onde temos, novamente e como necessidade, os mesmos dados da primeira fórmula, exceto: D – Taxa de Dose (mGy/h)

### 1.3.3 – Atividade Específica:

A Atividade de um derramamento – tendo-se em vista as medições efetuadas de suas Taxas de Dose e sabendo-se a distância em que se encontra o centro desse derramamento e o seu respectivo raio – é calculada por meio da seguinte equação:

$$A = \frac{D}{2\pi \times C_F \times \ln \left[ \frac{X^2 + R^2}{X^2} \right]}$$

Onde: D – Taxa de Dose (mGy/h)

C<sub>f</sub> – Fator de Conversão [mGy/(h x kBq)]

A – atividade da fonte (kBq/m<sup>2</sup>)

π – (pi) 3,14159

X – distância até a fonte linear (m)

R – raio do derramamento (m).

### 1.4 – Contaminação na Pele:

Esta contaminação – mormente por radiação Beta (β), é de difícil mensuração direta, podendo ser estimada por meio da seguinte expressão:

$$H_T = \sum_i \overline{C}_i \times C_{Fi} \times B_{F\beta} \times \Delta T$$

Onde temos: H<sub>T</sub> – Dose Equivalente na pele (mSv)

C<sub>i</sub> – Concentração Média do radionuclídeo “i” na pele ou vestimenta (kBq/cm<sup>2</sup>)

C<sub>Fi</sub> – Fator de Conversão (mSv x cm<sup>2</sup>/kBq x h)

B<sub>Fβ</sub> – Fator de Blindagem pela Vestimenta (Inverno = 0.001; Restante = 0.2 a 0.3)

ΔT – Tempo de Exposição

### 1.5 – Liberação pelo Fogo (Incêndio):

Partindo-se da Atividade total do(s) radionuclídeo(s) envolvida no incêndio, estima-se a taxa de liberação, na atmosfera, do material que os contém. Os métodos de atenuação dessa liberação – filtração e deposição em superfícies, não são considerados.

Assim, esta metodologia fornece uma estimativa do valor máximo liberado para a maior parte dos acidentes envolvendo materiais radioativos. Esta estimativa da taxa de liberação  $Q_i$  utiliza a fórmula a seguir:

$$Q_i = \frac{A_i \times F_F}{\Delta T}$$

Onde temos:  $Q_i$  – Taxa de Liberação (Bq/s)  
 $A_i$  – Atividade Total do radionuclídeo “i” (Bq)  
 $F_F$  – Fração de Liberação pelo Fogo  
 $\Delta T$  – Tempo de Liberação

### 1.6 – Dispersão Atmosférica:

Uma vez liberados na atmosfera – pela queima, por exemplo, os radionuclídeos se dispersam e a sua concentração próxima ao solo e a distâncias específicas (a partir do ponto de liberação) dependerão:

- da quantidade liberada;
- da altura em que ocorreu essa liberação;
- das condições meteorológicas da área;
- do calor contido na liberação;
- da ocorrência de precipitações sobre o terreno;
- das propriedades físico-químicas do material liberado.

Mantendo-se um único ponto de liberação ao nível do solo, sem chuvas e os demais componentes constantes, chegamos à seguinte equação:

$$C_i = \frac{Q_i \times D_F}{V_u}$$

Onde temos:  $C_i$  – Concentração do Radionuclídeo (Bq/m<sup>3</sup>)  
 $Q_i$  – Taxa de Liberação do Radionuclídeo “i” (Bq/s)  
 $V_u$  – Velocidade Média do Vento (m/s)  
 $D_F$  – Fator de Diluição (na distância ao Ponto de Liberação) (m<sup>-2</sup>)

### 1.7 – Ingestão:

Tendo-se os quantitativos de concentração de radionuclídeos em alimentos, a estimativa de Dose Efetiva em face de sua ingestão (ou da poeira presente) é assim expressa:

$$E = \sum_i C_i \times U_F \times F_C \times \Delta T$$

Onde temos:  $E$  – Dose Efetiva por Ingestão (mSv)  
 $C_i$  – Concentração Média do radionuclídeo “i” no alimento processado ou na poeira (kBq/Kg ou kBq/l)  
 $U_F$  – Quantidade de alimento consumido por dia (Kg/d ou L/d)  
 $F_C$  – Fator de Conversão (mSv/kBq)  
 $\Delta T$  – Tempo de Ingestão (d)

Se considerarmos os radionuclídeos presentes no ar, semelhante seria o cálculo da Dose Efetiva Comprometida (uma vez que perdurará em seus efeitos) por **inalação** – onde  $C_i$  seria em  $\text{kBq}/\text{m}^3$ ,  $F_C$  tabelado em  $\text{mSv} \times \text{m}^3/\text{kBq} \times \text{h}$  (para uma Taxa de Inalação fixa de  $1,3 \text{ m}^3/\text{h}$ ); por dedução de unidades, o tempo será contado em horas.

No caso de analisarmos a glândula **Tireóide**, teremos uma Dose Equivalente Comprometida (e não mais uma Dose Efetiva). Neste caso, devemos atentar para os radioisótopos que são captados pela glândula (basicamente, alguns radioisótopos de Iodo e de Telúrio).

$$H_T = \sum_{i=1}^n C_i \times F_C \times \Delta T$$

Onde temos:  $H_T$  – Dose Equivalente Comprometida na Tireóide (mSv)

$C_i$  – Concentração Média do radionuclídeo ( $\text{Bq}/\text{m}^3$ )

$F_C$  – Fator de Conversão para uma Taxa de Inalação fixa de  $1,3 \text{ m}^3/\text{h}$  ( $\text{mSv} \times \text{m}^3/\text{kBq} \times \text{h}$ )

$\Delta T$  – Tempo de Exposição (h)

### 1.8 – Decaimento Radioativo:

A Atividade Final ( $A_F$ ) de uma determinada massa de radionuclídeos, após um certo tempo nos é dada pela seguinte fórmula:

$$A_F = A_0 \times 0,5^{(\Delta T/T^{1/2})}$$

Onde temos:  $A_F$  – Atividade Final transcorrido  $\Delta T$  (kBq)

$A_0$  – Atividade Inicial (kBq)

$T^{1/2}$  – Meia-Vida do Radionuclídeo (mesma unidade que  $\Delta T$ )

$\Delta T$  – Tempo transcorrido (mesma unidade que  $T^{1/2}$ )

## ANEXO D

### (Questionário Enviado)

#### 1 – Preâmbulo:

Um questionário foi elaborado e enviado para 40 (quarenta) ex-alunos do Curso de Defesa QBN da Escola de Instrução Especializada (20 Oficiais e 20 Praças) – formados entre os anos de 2005 e 2010; a esses, somaram-se 04 engenheiros militares, 02 Oficiais de Estado-Maior (um oficial do Estado-Maior da United Nations Stabilization Mission in Haiti (MINUSTAH) e outro – antigo Comandante da Cia Def QBN, servindo na 1ª Subchefia do Estado-Maior do Exército, em Brasília/DF) e a um Instrutor do Curso de Defesa QBRN da Escola de Instrução Especializada (EsIE).

Além desses, também foram utilizados 25 profissionais com algum conhecimento dos assuntos correlatos às RI (engenheiros, biólogos, químicos e áreas afins) e 03 alunos do Curso de Pós-Graduação Lato Sensu do IRD, no corrente ano (haja vista que demonstraram interesse no aplicativo). Totalizamos 75 pesquisas enviadas por meio de mensagens e-Mail.

Juntamente com o questionário a seguir, foi enviado o aplicativo SAR (v 2.1).

#### 2 – Questionário:

**01** – O Sr conhecia a Ferramenta Sistema de Avaliação Radiológica do Instituto de Radioproteção e Dosimetria (SAR/IRD)?

**SIM**       **NÃO**

Em caso afirmativo, de onde?

**02** – O Sr já conhecia (ou já havia trabalhado com) outro aplicativo semelhante ao SAR/IRD?

**SIM**       **NÃO**

Em caso afirmativo, de onde (colocar o site da Rede Mundial de Computadores - Internet)?

**03** – Onde o Sr instalou a Ferramenta SAR/IRD e teve alguma dificuldade para isto?

<b>Celular</b>	<input type="checkbox"/>	[dificuldade(s)?!]	<input type="checkbox"/> <b>SIM</b>	<input type="checkbox"/> <b>NÃO</b>
<b>Computador</b>	<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/> <b>SIM</b>	<input type="checkbox"/> <b>NÃO</b>
<b>Ambos</b>	<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/> <b>SIM</b>	<input type="checkbox"/> <b>NÃO</b>
<b>Outro(s)</b>	<input type="checkbox"/>		<input type="checkbox"/> <b>SIM</b>	<input type="checkbox"/> <b>NÃO</b>

- No caso de ter instalado em outro equipamento, informar qual.
- No caso de ter tido dificuldades em instalar, citar as 05 (cinco) mais relevantes.

**04** – O Sr sentiu alguma dificuldade na operação da Ferramenta SAR/IRD?

**SIM**       **NÃO**





### 3 – Análise dos Resultados:

Das 75 mensagens e-Mail enviadas, 77,7% responderam com as suas apreciações do sistema e de acordo com o questionário (17 não responderam); em face das respostas aferidas, chegamos ao seguinte:

1. À exceção dos 03 alunos do Pós-Graduação do IRD/2013, a Ferramenta SAR era desconhecida para todos (independente de trabalharem ou não na área das RI);

2. De igual maneira, não souberam citar aplicativo semelhante – na área de apoio à decisão em situações de emergência radiológica ou nuclear. Foi citado, por um engenheiro Militar um aplicativo voltado para a área de rejeitos;

3. A totalidade – 58 (100%), instalou em microcomputadores (DeskTop, Note/NetBooks), enquanto que 46 (79%) instalou, também, em seus aparelhos celulares. Dos consultados, apenas 6 instalou em Tablets e assemelhados.

A grande dificuldade residiu na instalação em aparelhos celulares, uma vez que (à época), não havia instruções disponíveis. Dos consultados, 09 relataram não ter encontrado dificuldade alguma na instalação em seus celulares (15,5%).

Aproximadamente, 51% (30 pessoas) tiveram dificuldade em instalar em seus computadores e assemelhados, uma vez que utilizaram o navegador da MicroSoft (InterNet Explorer), no lugar no Mozzila.

4. A maioria dos destinatários – 70,1% (ou 41 entrevistados), sentiu grande dificuldade inicial no uso da ferramenta SAR. Isto se deveu à sua interface (tida, pelos usuários, como pouco amigável – em face da ausência dos já estabelecidos botões de acesso).

A Versão 2.1 continha alguns *bugs* que causaram alguns transtornos aos usuários em experiência, a saber-se:

a) acessando o TecDoc 1162 - Estimativa de Atividade:

1) quando selecionado (como blindagem) o Chumbo, percebeu-se que existiam 02 *Chumbos* (sem indicação de diferença entre eles). Como consequência, o resultado da Atividade era diferente;

2) no indicador de Blindagem, consta Atividade, o que confundiu os mais desavisados.

b) o aplicativo Liberação por Fogo estava inoperante;

5. Os aplicativos mais utilizados da Ferramenta SAR foram:

- Conversão de Unidades;
- Tabela de Nucleotídeos;
- Categorização de Fontes;
- Decaimento Radioativo; e
- dados de Fontes Puntuais.

6. Os aplicativos menos utilizados da Ferramenta foram:

- Contaminação do Solo;
- dados de Fontes Lineares;
- dados de Fontes de Área;

- Liberação pelo Fogo;
- Estimativa de Distância.

7. Em resposta à avaliação de 5 aspectos considerados vitais em um sistema informatizado, obteve-se:

<b>Acesso</b>	8
<b>Clareza de Apresentação</b>	10
<b>Interface</b>	7
<b>Utilidade dos Resultados</b>	9
<b>Instalação</b>	8
<b>Tempo de Resposta</b>	10

8. Todos os entrevistados foram unânimes em concordar sobre a utilidade da Ferramenta SAR – mesmo quando não foi acessada a totalidade dos recursos.

9. Apenas 02 entrevistados apresentaram sugestões que conduziram à necessidade de um aplicativo para se determinar o tempo máximo de exposição à uma determinada fonte (em uma certa distância) – discriminando-se para IOE e para elementos do público.

10. Finalmente, em uma escala de 01 (pior) a 10 (melhor), a Ferramenta SAR/IRD obteve dos 58 entrevistados (ao final do uso) a nota 8,75.

## REFERÊNCIAS BIBLIOGRÁFICAS

### FONTES IMPRESSAS:

- [1] ANATT. Instruções Complementares ao Regulamento do Transporte Terrestre de Produtos Perigosos (Resol nº 420, de 12 Fev 04). Brasília, 2004;
- [2] ARCAL. Guía Práctica para La Rápida Identificación de Fuentes Radiactivas y Equipos que las Contienen – Proyecto RLA/028 (ARCAL XX). Quito, 2000;
- [3] CONTI, Luiz Fernando de Carvalho. Desenvolvimento de um Sistema Integrado para Avaliação de Impacto Radiológico Ambiental em Situações de Emergência – UERJ. Rio de Janeiro, 2002;
- [4] CNEN. Guia do Sistema Nacional de Averiguação de eventos radiológicos – SINAER. Rio de Janeiro, 2000;
- [5] CNEN. Medidas de Proteção e Critérios de Intervenção em Situações de Emergência – PR 3.01/006. Brasília, 2011;
- [6] DA SILVA, Eliane Magalhães Pereira. Implementação de um Sistema unificado para Gerenciamento de Rejeitos - UNICAMP. Campinas, 2006;
- [7] DE ARAÚJO, Arione Assis. Avaliação do Fluxo de Nêutrons e da Taxa de Dose Durante o Funcionamento Nominal do ITER - UFMG/DEN. Belo Horizonte, 2008;
- [8] DEFESA, Ministério da – Cmdo FAB. Atendimento a Aeronaves Envolvidas em Acidente Nuclear ou Radiológico – CIRCEA 100-58. Brasília, 2012;
- [9] DEFESA, Ministério da – Cmdo FAB. Procedimentos em Acidente Nuclear ou Radiológico – ICA 55-67. Brasília, 2011;
- [10] HEILBRON, Paulo Fernando et al. Segurança Nuclear do Trabalhador e Proteção do Meio Ambiente. Rio de Janeiro, 2003;
- [11] IAEA. Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency – Pub 1265 (GS-G-2.1). Vienna, 2007;
- [12] IAEA. Basic Safety Standards (BSS) No. 115 – Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources. Vienna, 1996;
- [13] IAEA. Categorization of radioactive Sources – RS-G-1.9 (STI/Pub 1227). Vienna, 2005;
- [14] IAEA. Convention on Assistance in the Case of a Nuclear Accident or Radiological Emergency – Pub 0765 (InfCirc-336). Vienna, 1986;
- [15] IAEA. Convention on Early Notification of a Nuclear Accident – Pub 0775 (InfCirc-335). Vienna, 1986;
- [16] IAEA. The International Nuclear and Radiological Event Scale (INES) – User’s Manual. Vienna, 2008;
- [17] IAEA. Identification of Radioactive Sources and Devices – NSS 5. Vienna, 2007;
- [18] IAEA. International Nuclear Safety Advisory Group. “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants” (INSAG 12) – 75-INSAG-3 Rev. 1. Vienna, 1999;

- [19] IAEA. Lessons Learned from the Response to Radiation Emergencies (1945-2010). Vienna, 2012;
- [20] IAEA. Manual for First Responders to a Radiological Emergency. Vienna, 2006;
- [21] IAEA. Postgraduate Educational Course in Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources (TCS-18). Vienna, 2002;
- [22] IAEA. Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency – GS-R-2. Vienna, 2002;
- [23] IAEA. Procedures for Response in a Radiological Emergency – TecDoc 1162. Vienna, 2000;
- [24] IAEA. Project RLA No 9065 – Supporting Radiation Protection Infrastructure through Education and Training (Recommended Requirements and Criteria for Recognition of the Safety and Radiation Protection Training Providers). Mexico/Vienna, 2011;
- [25] IAEA. Safety Reports Series (SRS) No. 20 – Training in Radiation Protection and The Safe Use of radiation Sources (Pub 1107). Vienna, 2001;
- [26] IAEA. The Radiological Accident in Cochabamba – STI/Pub #1199. Vienna, 2004;
- [27] IAEA. The Radiological Accident in Gilan – STI/Pub #1123. Vienna 2002;
- [28] IAEA. The Radiological Accident in Nueva Aldea – STI/Pub #1389. Vienna, 2009;
- [29] KAPLAN, Irving. Nuclear Physics – MIT (2<sup>nd</sup> Edition). Cambridge, 1963;
- [30] McCOLL, N.P et al. Technical Handbook on the National Arrangements for Incidents involving Radioactivity (NAIR) – NRPB-W7. London, 2002;
- [31] NICOLI, Iêda Gomes et al. O Sistema Brasileiro de Atendimento a Emergências Radiológicas e Nucleares – EsBra/CNEN. Brasília, 2006;
- [32] PR (Casa Civil). **Convenção** de Segurança Nuclear – Dec nº 2.648. Brasília, 1998;
- [33] PR (Casa Civil). Convenção sobre Assistência ao Caso de Acidente Nuclear ou Emergência Radiológica – Dec nº 8. Brasília, 1991;
- [34] PR (Casa Civil). Convenção sobre Pronta Notificação de Acidente Nuclear – Dec nº 9. Brasília, 1991;
- [35] RAMOS, Manoel Mattos Oliveira et al. Grandezas e Unidades para Radiação Ionizante – LNMRI/IRD. Rio de Janeiro, 2002.
- [36] SANTOS, Raul dos. Emergências Radiológicas e Nucleares: Preparação e Resposta (Roteiro de Apresentação). Rio de Janeiro, 2010;
- [37] UNSCEAR. Sources and Effects of Ionizing Radiation (Ed 2008) – Vol II/An C-Radiation Exposures on Accidents. Vienna, 2011;
- [38] VELASQUES, Sílvia M. de Oliveira Comunicação pessoal. Rio de Janeiro, 2013;
- [39] WUNDER, Rodrigo Setubal. Plano de Atendimento Médico em Grandes Eventos Públicos Envolvendo Casualidades Nucleares ou Radiológicas – IRD. RIO DE JANEIRO, 2011;
- [40] XAVIER, Ana Maria. Acidentes com Fontes de Radiação – ILEA/UFRGS. Porto Alegre, 2007.

**SÍTIOS da REDE MUNDIAL DE COMPUTADORES (INTERNET):**

- [1] AEROSPACE. <http://www.aerospace.org/cords/reentry-data-2/summary-of-recovered-reentry-debris/>;
- [2] AMERTEST. <http://www.sentinelndt.com/Portals/0/Skins/sentinel/PDF%27s/MAN-006%20%28660%20DEVICE%29.pdf>;
- [3] ARCAL. <http://arc.cnea.gov.ar/>;
- [4] ARN. [http://www.arn.gov.ar/index.php?option=com\\_content&view=article&id=157&itemid=114%2..](http://www.arn.gov.ar/index.php?option=com_content&view=article&id=157&itemid=114%2..);
- [5] DECEA. <http://servicos.decea.gov.br/arquivos/publicacoes/49f450db-cb92-4918-a1454e8d60a4cb11.pdf?CFID=02cfed04-41be-4abb-809b-c58ceede31f9&CFTOKEN=0>;
- [6] HPA. [http://www.hpa.org.uk/webc/HPAwebFile/HPAweb\\_C/1194947326224](http://www.hpa.org.uk/webc/HPAwebFile/HPAweb_C/1194947326224);
- [7] IAEA. <http://www.iaea.org/Publications/Documents/Conventions/index.html>;
- [8] IAEA/INIS. [http://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig\\_q=RN:36080965](http://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:36080965);
- [9] INIS. [http://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig\\_q=RN:36080965](http://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:36080965);
- [10] JOHNSTON, Robert. <http://www.johnstonsarchive.net/nuclear/radevents/index.html>;
- [11] MEDIZINISCHES. <http://www.j-schoenen.de/abc-manual/a/Strahlenunfaelle.html>;
- [12] MRE. <http://dai-mre.serpro.gov.br/atos-internacionais/>;
- [13] SAR/IRD. <http://www.ird.gov.br/ear/>;
- [14] RLA #9065. <http://www.sbpr.org.br/IRPA2013/programacaoirpa2013/IRPA2013/GAVEAA/Dia15/11h30EduardoMedinaGaveaADia15.pdf>